

Alma Mater Studiorum – Università di Bologna

DOTTORATO DI RICERCA IN
INGEGNERIA ENERGETICA, NUCLEARE E DEL
CONTROLLO AMBIENTALE

Ciclo XXVIII

Settore Concorsuale di afferenza: 09/C2

Settore Scientifico disciplinare: ING-IND 18

**Smantellamento di un reattore di potenza gas-grafite di
I generazione: metodologie e tecnologie di rimozione
della grafite e smantellamento del nocciolo**

Presentata da: Giuseppe Canzone Matr. 678878

Coordinatore Dottorato

Ch.mo Prof. Nicolò Cavina

Tutor

Ch.mo Prof. Marco Sumini

Co-Tutor

Ch.ma Prof. Rosa Lo Frano

Esame finale anno 2017

INDICE

Abstract 6

Premessa		7
<hr/>		
1	Introduzione	8
1.1	Stato dell'arte	8
1.2	Acronimi	10
<hr/>		
2	I reattori di potenza refrigerati a gas e moderati a grafite	12
<hr/>		
3	La centrale elettronucleare di Latina	15
3.1	Cenni storici	15
3.2	Descrizione generale dell'impianto	15
3.3	L'edificio reattore	18
3.3.1	Lo schermo biologico	22
3.4	Descrizione del reattore	24
3.4.1	Vessel sferico	25
3.4.2	Griglia di sostegno	25
3.4.3	Colonne interne ed esterne di sostegno	26
3.4.4	Penetrazioni	27
3.4.5	Internals	28
3.1	Dati nucleari	41
3.2	Lo stato attuale dell'Edificio Reattore	45
<hr/>		
4	Lo smantellamento di un reattore di potenza gas grafite	46
4.1	Problematiche generali	46
4.2	Esperienze internazionali	48
4.2.1	Strategie	48
4.2.2	Esperienze di smantellamento	53
4.2.3	Modalità di rimozione della grafite	58
4.3	Procedura ipotizzata per lo smantellamento del reattore	62
4.4	Attrezzature di remote handling: cenni	77
<hr/>		
5	Grafite per applicazioni nucleari	80
5.1	Introduzione	80

5.1.1	<i>Fabbricazione</i>	81
5.1.2	<i>Comportamento della grafite sotto irraggiamento</i>	82
5.2	Metodi e grandezze utilizzati per le valutazioni sulla grafite irraggiata	85
5.2.1	<i>Danneggiamento della grafite da neutroni veloci</i>	85
5.2.2	<i>Equivalent DIDO Nickel Dose - EDND</i>	88
5.2.3	<i>Temperatura DIDO equivalente</i>	91
5.2.4	<i>Variazioni dimensionali</i>	92
5.2.5	<i>Proprietà meccaniche: modulo di Young</i>	97
5.2.6	<i>Proprietà meccaniche: resistenza statica</i>	101
5.2.7	<i>Ossidazione radiolitica in anidride carbonica</i>	103
5.2.8	<i>Effetto Wigner</i>	108
5.2.9	<i>Esplosività ed infiammabilità della grafite</i>	108
5.3	Problematiche inerenti la gestione della grafite irraggiata	110
5.3.1	<i>Cenni sull'attivazione della grafite</i>	114
5.3.2	<i>Trattamento della grafite irraggiata: sintesi dello stato dell'arte</i>	115
5.3.3	<i>Possibili scenari di smaltimento</i>	117
<u>6</u>	<u>Caratterizzazione della grafite del reattore di latina</u>	<u>125</u>
6.1	Caratterizzazione della grafite nuclear grade	125
6.2	Caratterizzazione radiologica della grafite irraggiata: sintesi	125
6.3	Caratterizzazione della grafite irraggiata	127
6.3.1	<i>Variazione della densità</i>	129
6.3.2	<i>Misura della porosità della grafite irraggiata</i>	133
6.3.3	<i>Misura della resistenza meccanica</i>	134
6.3.4	<i>Stima delle caratteristiche meccaniche della grafite</i>	136
6.3.5	<i>Stima delle variazioni dimensionali</i>	139
<u>7</u>	<u>Studio sull'estrazione dei blocchi di grafite dalla pila</u>	<u>141</u>
7.1	Introduzione	141
7.2	Costruzione della geometria 3D	143
7.3	Basic design dell'attrezzatura di presa dei blocchi	144
7.4	Verifiche mediante simulazioni agli elementi finiti	147
7.4.1	<i>Introduzione</i>	147
7.4.2	<i>Geometria</i>	147
7.4.3	<i>Materiale</i>	148
7.4.4	<i>Equazioni del problema</i>	151
7.4.5	<i>Condizioni al contorno</i>	154
7.4.6	<i>Condizioni di carico</i>	156
7.4.7	<i>Discretizzazione</i>	159
7.4.8	<i>Risultati</i>	161

<u>8</u>	<u>Conclusioni e sviluppi futuri</u>	<u>187</u>
8.1	Conclusioni	187
8.2	Sviluppi futuri	187
<u>9</u>	<u>Bibliografia</u>	<u>189</u>
9.1	Norme e documenti di riferimento	189
9.1.1	<i>Regole tecniche e norme Nazionali applicabili</i>	189
9.1.2	<i>Regole tecniche e norme Internazionali applicabili</i>	189
9.1.3	<i>Documenti di riferimento SOGIN / ENEL</i>	191
9.2	Letteratura scientifica e tecnica	191
9.2.1	<i>Gestione della grafite irraggiata: condizionamento, trattamento e smaltimento</i>	193
9.3	Testi generali di riferimento	195
9.4	Smantellamento vessel ed internals, remote handling	195
9.5	Altri riferimenti	196
<u>10</u>	<u>Appendice</u>	<u>197</u>
10.1	Decommissioning e smantellamento degli impianti nucleari	197
10.2	Principali caratteristiche dei reattori Magnox britannici	200
10.3	I criteri di gestione dei rifiuti radioattivi	203

Abstract

Il presente lavoro di tesi ha riguardato lo studio dello smantellamento di un reattore gas grafite di potenza di I Gen. L'indagine è stata focalizzata in particolare al recupero della grafite irraggiata che ne costituisce il core. Viene presentata una descrizione referenziata del reattore e dei suoi componenti per mettere in evidenza la particolare architettura e le specifiche problematiche ad essa correlate. A valle di un'indagine sulle esperienze internazionali in merito al decommissioning e allo smantellamento di questi tipi di reattori, si forniscono una possibile sequenza di accesso alla cavità del reattore e una procedura per il suo smantellamento; si descrivono sommariamente le tecnologie di taglio e di handling, attualmente allo stato dell'arte, considerate come più idonee a questo tipo di applicazione. Vengono descritte le principali criticità della grafite nuclear grade ed illustrati i fenomeni caratteristici che ne determinano l'evoluzione nel reattore. Sulla base dei dati resi disponibili dalla Sogin S.p.A. e ricorrendo ai dati di letteratura per quelli non disponibili, è stato effettuato un assessment della grafite irraggiata costituente il nocciolo del reattore, rivolto in particolare a determinarne le caratteristiche meccaniche e la resistenza residua post-irraggiamento. Per valutare la possibilità di prelevare la grafite dal nocciolo è stato ipotizzato un dispositivo di presa che agganci per attrito i blocchi di grafite del moderatore attraverso il canale assiale. Infine è stata valutata la fattibilità di tale metodo attraverso una serie di simulazioni agli elementi finiti dirette a verificare la resistenza del blocco in varie condizioni di carico e vincolo. Come risultato si è dimostrata la fattibilità, almeno in via preliminare, del metodo proposto, determinando l'involuppo di utilizzo del dispositivo di presa nonché la compatibilità del metodo proposto con le tecnologie di handling precedentemente individuate.

Premessa

Nel ringraziare la Sogin S.p.A. per il supporto tecnico e logistico fornito si precisa che ogni considerazione riguardo alle modalità di smantellamento e di gestione dei rifiuti radioattivi, ipotizzata o proposta nel presente lavoro di tesi è il risultato di:

- ragionamenti teorici originali dell'Autore
- sintesi di informazioni raccolte dalla letteratura tecnico-scientifica e da varie fonti internazionali
- parziale rielaborazione degli studi preliminari di fattibilità avviati da Sogin negli anni passati.

Le informazioni riportate pertanto non hanno alcuna relazione con i futuri piani di smantellamento, gestione del sito e dei rifiuti radioattivi previsti istituzionalmente dalla Sogin, tutt'ora in fase di elaborazione e/o oggetto di iter approvativo presso gli Enti e le Istituzioni competenti e l'Autorità per la sicurezza.

1 INTRODUZIONE

1.1 Stato dell'arte

Lo smantellamento degli impianti di potenza di I generazione, basati su reattori moderati a grafite e refrigerati a gas (GGCR), rappresenta una sfida ingegneristica, logistica ed economica che impegnerà notevoli risorse negli anni a venire specialmente in tutti quei paesi in cui sono state dispiegate unità di questo tipo: 37 reattori nel caso della sola Europa, pari a circa il 25% dei reattori nucleari di potenza presenti se si escludono gli AGR e gli RBMK ex-sovietici). La particolare architettura dell'isola nucleare e la specificità dei materiali che costituiscono i reattori di questi impianti comportano infatti una serie di problemi di accessibilità al reattore e di gestione dei materiali irraggiati (in particolare la grafite del nocciolo) non ancora risolti. A partire dagli anni '80, man mano che gli impianti più vecchi venivano posti in decommissioning, è sorta l'esigenza di intraprendere studi per comprendere come gestire i grossi quantitativi di grafite irraggiata - mediamente 2000 t per unità - che, una volta estratta dal reattore, costituisce un rifiuto radioattivo classificabile, a seconda dei casi, come ILW o LL-LLW, al limite suscettibile di smaltimento in depositi a media profondità geologici. Esistono importanti e referenziati studi sul trattamento della grafite irraggiata orientati in special modo al suo 'riprocessamento', inteso come separazione dei radionuclidi a lunga vita (in particolare il ^{14}C), con l'evidente scopo di 'declassare' il rifiuto ed eventualmente renderlo riutilizzabile; esistono inoltre ricerche sulle modalità di condizionamento della grafite e sul suo comportamento nel lunghissimo termine nelle condizioni di smaltimento (final disposal). A livello internazionale il progetto Carbowaste (<http://www.carbowaste.eu/>) e le raccolte manualistiche/normative a cura della IAEA rappresentano senza dubbio il riferimento più importante per tutto quanto concerne lo stato delle ricerche sulla grafite irraggiata. Attraverso la consultazione di queste fonti è risultata evidente la scarsità di studi applicativi relativi alle modalità di estrazione della "i-grafite" dai reattori di potenza. Lo smantellamento della pila di grafite è strettamente connesso allo smantellamento dell'isola nucleare stessa e costituisce uno step essenziale nel processo di smaltimento di questo materiale. Il nocciolo di questo tipo di reattore è infatti costituito da decine di migliaia di blocchi di grafite prismatici al cui interno sono ricavati i canali del combustibile, i canali delle barre di controllo, della strumentazione etc.

Partendo da queste considerazioni lo studio intrapreso nell'ambito del Dottorato è stato focalizzato sulle tecniche di estrazione di questi elementi dal core mediante attrezzature che aggancino il blocco dal canale centrale, sfruttando l'attrito tra gli elementi mobili dell'attrezzatura di presa e la superficie della grafite; l'obiettivo dello studio è di dimostrare la fattibilità di questo approccio ed indentificarne i limiti di utilizzo e la convenienza tecnico-economica in relazione ad altre tecnologie ed alla 'forma' del rifiuto radioattivo finale.

L'indagine è stata pensata ed implementata per il reattore della Centrale Nucleare di Latina; il metodo proposto e i risultati conseguiti, potrebbero costituire un utile supporto al progetto generale di smantellamento del reattore, in corso di implementazione presso la Sogin S.p.A.. Tuttavia, con le opportune varianti, potranno essere applicati al caso dei noccioli con un'architettura affine di altri reattori. I vincoli di progetto presi in considerazione sono stati essenzialmente: la limitazione delle dosi agli operatori, la sicurezza intrinseca dei dispositivi di presa, la limitazione delle rotture nelle fasi di handling, l'adozione di un approccio conservativo nelle valutazioni numeriche. Infine, ma non meno vincolante, è stata la verifica dell'applicabilità di tecnologie allo stato dell'arte e componentistica commerciale, ciò al fine di rendere agevole e puntuale una futura stima dei costi, non oggetto di questo lavoro. Il progetto di ricerca è stato suddiviso in 5 fasi:

- revisione bibliografica volta a determinare quale fosse, a livello internazionale, lo stato della ricerca
- raccolta delle informazioni ‘storiche’ sul reattore ed in particolare sui blocchi di grafite, che ha spaziato dal recupero dei disegni e delle informazioni costruttive (inclusi foto e filmati d’epoca relativi al montaggio del reattore) ai dati sull’esercizio dell’impianto; in questa fase sono state recuperati e vagliati tutti i risultati ottenuti dalle varie campagne di campionamento ed ispezione effettuate a partire dalla fine degli anni ’80
- reverse engineering, ovvero ricostruzione 3D referenziata dei blocchi e del reticolo di grafite, propedeutica alle simulazioni FEM
- simulazioni mediante codice agli elementi finiti per valutare la resistenza dei blocchi in fase di estrazione;

La grafite è stata modellata come materiale ortotropo, nello specifico come materiale trasversalmente isotropo (caratteristica tipica della grafite PGA dei reattori di I generazione), linearmente elastico. Ciò costituisce una prima approssimazione in quanto il materiale presenta un comportamento generalmente non lineare (presenza di piccole deformazioni permanenti dopo cicli di carico-scarico), in particolare per il materiale non irraggiato; tuttavia, se si considera il comportamento post irraggiamento della grafite, caratterizzato da un generale irrigidimento del materiale e dalla contemporanea diminuzione delle deformazioni permanenti al cessare del carico (linearizzazione della curva sforzo-deformazione) l’ipotesi di modello elastico lineare può essere considerata valida in prima approssimazione. Nel modello non si è tenuto conto, inoltre, del comportamento quasi-fragile della grafite (lasciando l’approfondimento di questo aspetto a sviluppi futuri), per i seguenti motivi:

- i modelli di cracking per le valutazioni di resistenza dei blocchi non possono essere applicati a materiali con comportamento ortotropo, a meno di non mediare le grandezze che differiscono nelle 3 direzioni caratteristiche, considerando di fatto un materiale isotropo ‘fittizio’, ciò chiaramente introdurrebbe un ulteriore livello di approssimazione
- il fattore di intensificazione degli sforzi per la PGA, a differenza di altre grafiti nuclear-grade, risulta poco sensibile alla crescita delle dimensioni dei difetti (cricche)
- effettuando varie simulazioni si è visto che le condizioni di carico per le quali il blocco di grafite va in crisi sono di un ordine di grandezza superiori a quelle necessarie a sollevare il blocco libero da vincoli e che tali condizioni di carico ‘limite’ risultano comunque poco applicabili nella pratica; i carichi effettivamente ‘utilizzabili’ per l’estrazione dei blocchi consentono di rimanere ben al di sotto delle condizioni di rottura e per tanto il modello adottato può essere considerato sufficientemente valido.

Al fine di determinare i valori caratteristici del materiale irraggiato da inserire nel modello FEM (perdita di massa, variazioni dei moduli elastici, di taglio, coefficiente di Poisson, resistenze a rottura), non disponendo di dati sperimentali sufficienti (soltanto 16 campioni analizzati), i dati di input mancanti sono stati calcolati o reperiti in letteratura.

Poiché non è stato possibile rilevare né direttamente né indirettamente lo stato dei blocchi in termini di condizioni di vincolo o forze al contorno, sono stati ipotizzati degli scenari ‘conservativi’ in cui le condizioni al contorno siano combinate tra loro allo scopo di ottenere un modello che rappresenti plausibilmente la situazione presente nel reattore. Lo scenario in cui i blocchi siano svincolati, in seguito al ripristino del gap originario tra di essi, a reattore ‘freddo’, viene considerato come una situazione ideale; il blocco incastrato parzialmente o totalmente sulla superficie laterale quella peggiore. Le simulazioni sono state effettuate con

il software COMSOL Multiphysics™ 5.1 per le 2 tipologie di blocchi del moderatore presi a riferimento (costituenti da soli circa il 60% della pila). Come condizione di carico di riferimento è stata considerata inizialmente una pressione uniforme su tutta la superficie del canale assiale rappresentativa della forza di attrito necessaria ad impedire il moto relativo tra il tool di presa e il blocco e contestualmente una forza di trazione la cui intensità è funzione della pressione applicata (ciò al fine di consentire la presa per attrito del blocco e quindi l'assenza di scorrimento tra il tool e il blocco). Le simulazioni sono state effettuate utilizzando il valore della pressione come parametro, incrementandolo fino al raggiungimento di un valore limite tale per cui le tensioni massime all'interno del blocco assumessero valori prossimi a quelle di rottura del materiale. Lo step ulteriore ha riguardato l'esecuzione di simulazioni sostituendo il carico distribuito sull'intero canale centrale (condizione ideale) con carichi agenti su specifiche porzioni della superficie (simulanti le reali interfacce di presa), per diverse condizioni di vincolo del blocco in diverse configurazioni di estrazione.

1.2 Acronimi

AGR	Advanced Gas Reactor
ASME	American Society of Mechanical Engineering
B&PV	Boiler and Pressure Vessel
DBA	Design Basis Accident
DN	Deposito Nazionale
ER	Edificio Reattore
GdV	Generatore di Vapore
GGCR	Graphite-Gas Cooled Reactor
HLW	High Level Waste
ILW	Intermediate Level Waste
LLW	Low Level Waste
LL-LLW	Long Lived – Low Level Waste
MTR	Material Test Reactor
PGA	Pile Grade type A
PGB	Pile Grade type B
ROV	Remote Operated Vehicle
RPV	Reactor Pressure Vessel
SAS	Safety Air-lock System
WMF	Waste Management Facility

2 I REATTORI DI POTENZA REFRIGERATI A GAS E MODERATI A

GRAFITE

I reattori GGCR di tipo 'Magnox' sono stati sviluppati nel Regno Unito a partire dai primi anni '50 del secolo scorso e sono stati i primi reattori nucleari di potenza per uso commerciale. Il nome Magnox, con cui correntemente si identificano i reattori refrigerati a gas e moderati a grafite della I generazione, è dovuto alla lega di Magnesio con cui venivano fabbricate le incamiciature degli elementi di combustibile in uranio naturale. Il primo esemplare di GGCR è diventato critico ed è stato allacciato alla rete nel 1956 presso il sito di Calder Hall (UK) ed è stato disconnesso definitivamente nel 2003. Nei successivi 16 anni sono entrati in esercizio 37 reattori di questo tipo, di cui 36 nella sola Europa. I reattori AGR (Advanced Gas Cooled Reactor) rappresentano la seconda generazione dei reattori gas-grafite, sono entrati in esercizio a partire dalla seconda metà degli anni '70 nel solo Regno Unito; impiegano uranio arricchito (2.5÷3.5%) anziché uranio naturale. La lega Magnox è stata sostituita dall'acciaio inossidabile e ciò consente di raggiungere temperature di esercizio più elevate, con produzione di vapore e rendimenti comparabili (160 bar, 540 °C) a quelli di una centrale termoelettrica convenzionale.

Tabella 1 - [1]

Country	AGR FACILITY	Number of reactors	Max. & (derated) output (MWe)	Operation start year	Shutdown year
UNITED KINGDOM					
	Calder Hall-A, -B (prototype)	4	220	1956, 1958	2003
	Chapelcross -A, -B (prototype)	4	200	1958, 1959	2005 (est.)
	Berkeley 1, 2	2	276	1962, 1962	1988, 1989
	Bradwell	2	300 (250)	1962, 1962	2002
	Hunterston-A1, A2	2	320	1964, 1964	1990
	Trawsfynydd 1, 2	2	500 (390)	1965, 1965	1993
	Hinkley Point-A	2	500 (460)	1965, 1965	2000
	Dungeness-A	2	550 (410)	1965, 1965	2006 (est.)
	Sizewell-A	2	580 (420)	1966, 1966	2006 (est.)
	Oldbury	2	600 (400)	1968, 1968	2009 (est.)
	Wylfa	2	1180 (850)	1971, 1972	2010 (est.)
FRANCE					
	Marcoule-G2, -G3	2	80	1959, 1960	1980, 1984
	Chinon-A1,-A2,-A3	3	750	1964, 1966, 1967	1973, 1985, 1990
	St. Laurent-A1, -A2	2	995	1969, 1971	1990, 1992
	Bugey-1	1	540	1972	1994
ITALY					
	Latina	1	150	1963	1986
JAPAN					
	Tokai-1	1	159	1966	1998
SPAIN					
	Vandellòs	1	480	1972	1989
		37	8360		
ADVANCED GAS REACTOR					
UNITED KINGDOM					
	Windscale (prototype)	1	32	1963	1981
	Hinkley Point-B	2	1250	1976, 1977	2006 (est.)
	Hunterston-B	2	1250	1976, 1977	2007 (est.)
	Dungeness-B	2	1200	1984, 1985	2013 (est.)
	Hartlepool	2	1250	1984, 1985	2014 (est.)
	Heysham-1	2	1250	1984, 1985	2014 (est.)
	Heysham-2	2	1320	1988, 1988	2018 (est.)
	Torness Point	2	1320	1988, 1988	2024 (est.)
		15	8872		

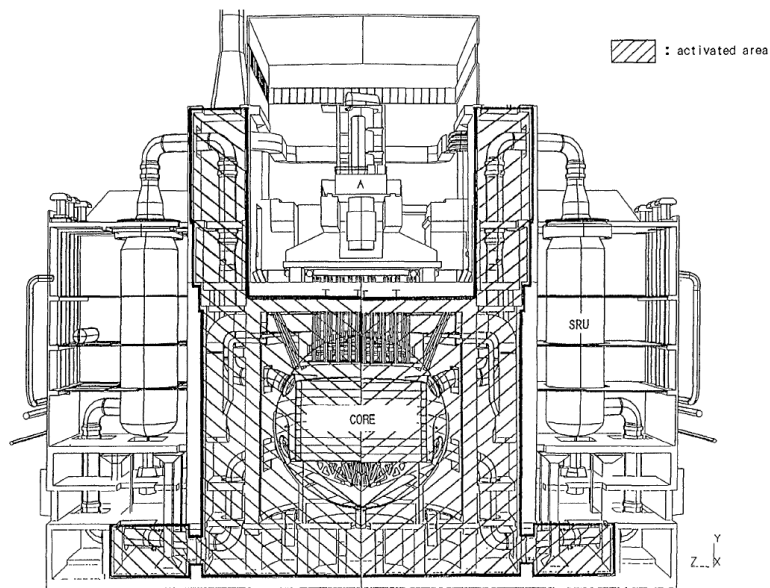


Figura 1 - Sezione dell'edificio del reattore dell'impianto di Tokai, Giappone [2].

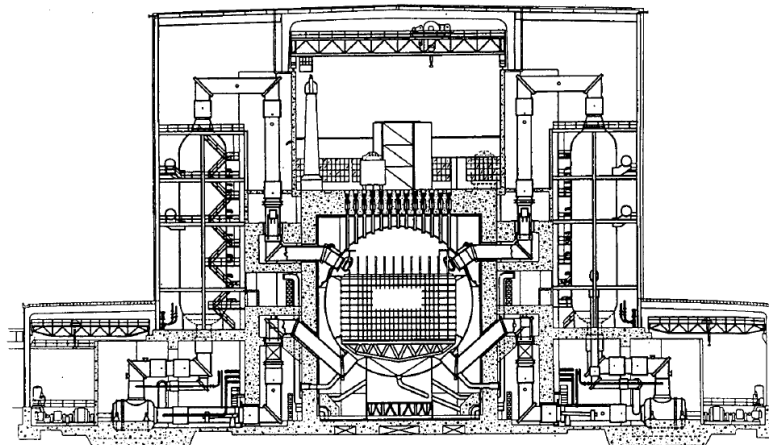


Figura 2 - Sezione dell'edificio del reattore dell'impianto di Hinkley Point-A, Regno Unito [3].

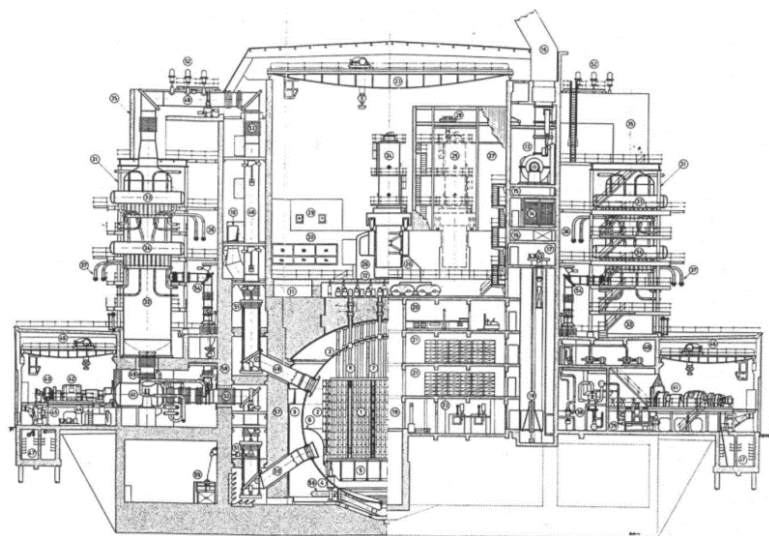


Figura 3 - Sezione dell'edificio reattore dell'impianto di Latina, Italia [Rif.6].

Le Figura 1, Figura 2 e Figura 3 riportano 3 esempi di sezione verticale dell'Edificio Reattore di 3 differenti impianti. A parte la similitudine dei layout si nota il caratteristico vessel sferico inserito nella cavità del reattore (reactor pit). Per ulteriori approfondimenti sulle architetture tipiche dei reattori Magnox, si rimanda a [3]. Si può osservare come l'architettura dell'edificio reattore si discosti sensibilmente da quella degli impianti di potenza basati su PWR o BWR; ciò comporta tutta una serie di specifici problemi quando si pone la questione dello smantellamento di questo tipo di unità, oggetto del Capitolo 4. Nel presente elaborato di tesi si affronterà il problema dello smantellamento di un reattore GGCR di I Gen applicandolo al caso della Centrale Nucleare di Latina di cui si riporta una breve descrizione nel successivo Capitolo 3.

3 LA CENTRALE ELETTRONUCLEARE DI LATINA

3.1 Cenni storici

La costruzione della Centrale elettronucleare di Latina è iniziata nell'ottobre 1958 ad opera della società SIMEA (posseduta al 75% da Agip Nucleare e dal 25% dall' IRI) sulla base del progetto elaborato dalla britannica Nuclear Power Plant Company (NPPC); la prima criticità dell'Impianto si è avuta il 27 dicembre 1962, il primo parallelo in rete il 12 maggio 1963 mentre l'esercizio commerciale vero a proprio (commissioning) è iniziato nel gennaio 1964, quando la proprietà e la gestione dell' impianto sono state trasferite alla neonata ENEL, dopo la nazionalizzazione delle aziende produttrici di energia elettrica. Durante i 23 anni di funzionamento, l'impianto ha prodotto circa 26 miliardi di kWh fino al 26 novembre 1986, data ultima di funzionamento, con un fattore di disponibilità medio del 76%, con un massimo del 96%, [Rif.1]. Negli anni '90 l'impianto è stato posto in decommissioning e a partire dalla seconda metà degli anni '90 sono iniziati i primi interventi di smantellamento. A partire dal 2001 la proprietà dell'impianto è passata alla Sogin S.p.A. la cui mission è la custodia del sito, la progettazione e la gestione dello smantellamento e la gestione dei rifiuti radioattivi da esso derivati. L'impianto era stato inizialmente progettato per una potenza di targa di 210 MWe (200 MWe netti immessi in rete) e una temperatura del refrigerante in uscita dal nocciolo di 390°C. tuttavia, nel 1969, si è proceduto ad abbassare la temperatura di uscita di 30°C in seguito al verificarsi di fenomeni di ossidazione precoce delle strutture interne di acciaio al carbonio, ciò ha comportato una riduzione della potenza del 24% per cui da quel momento la potenza netta immessa in rete divenne pari a 160 MWe.

3.2 Descrizione generale dell'impianto

La centrale di Latina è equipaggiata con un reattore nucleare gas-grafite del tipo 'Magnox' ad uranio naturale, moderato a grafite e refrigerato con anidride carbonica.

Il nocciolo è costituito da una pila di migliaia di blocchi di grafite a forma di parallelepipedo in ciascuno dei quali è ricavato un canale cilindrico verticale nel quale trovano alloggiamento gli elementi di combustibile, costituiti ognuno da un'unica barra cilindrica di uranio naturale metallico. Ciascuna barra è sigillata in un contenitore alettato realizzato in lega di magnesio Magnox-Al 80 (Figura 4).

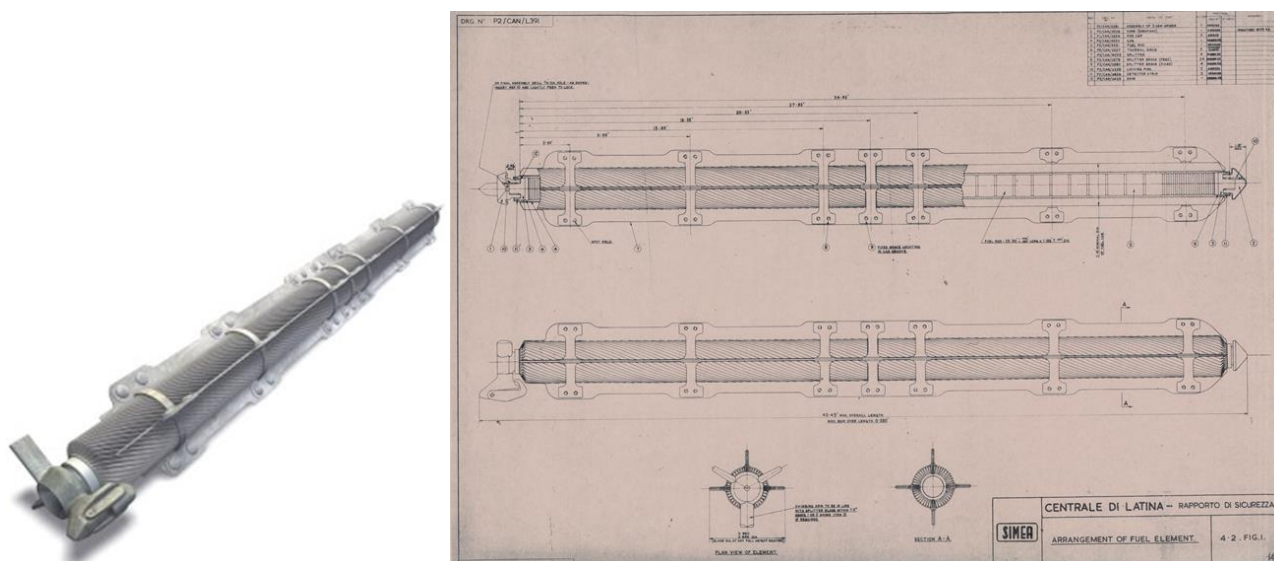


Figura 4 - [Fonte: Sogin], [Rif.6]

La pila di blocchi di grafite poggia su una griglia portante ed è circondata da una incastellatura reticolare che conferisce rigidità alla struttura; il tutto è racchiuso in un contenitore di acciaio di forma sferica in cui sono realizzate le penetrazioni per l'ingresso e l'uscita del fluido refrigerante e i canali per le barre di controllo e regolazione, i canali per il carico/scarico del combustibile e i canali per la strumentazione e l'inserimento delle sorgenti neutroniche. Il calore sviluppato dalla reazione di fissione era asportato da un flusso di anidride carbonica (3166 kg/s) in pressione (14 bar) che attraversava i canali dal basso verso l'alto, con una temperatura all'ingresso nel nocciolo di 180°C e con una temperatura di uscita di 360°C. Il fluido termovettore era inviato a 6 generatori di vapore verticali (GdV o boiler) per ritornare freddo nella parte inferiore del contenitore in pressione spinto dalle soffianti poste alla base dei generatori di vapore. Il vapore prodotto dai sei boiler era raccolto in collettori dai quali erano alimentati i tre turboalternatori principali da 70 MW e i due turboalternatori a velocità variabile da 11 MW che alimentavano i motori delle soffianti. Il rendimento termodinamico dell'impianto era del 22%. Nell'intercapedine fra il contenitore primario e lo schermo biologico circolava l'aria per il raffreddamento dello schermo biologico, che veniva scaricata direttamente da due camini alla quota di 46 m. Il reattore è racchiuso in una struttura in calcestruzzo armato, che ha la funzione anche di schermo biologico e che costituisce la struttura principale di un edificio di 89 per 48 m, alto 48 m sul piano di campagna e interrato per 12 m (ER - Edificio Reattore). All'esterno dell'edificio reattore, in corrispondenza delle pareti Est e Ovest, sono installati i boiler (GdV), poggiati sulle rispettive "gonne di supporto". I cinque turboalternatori erano disposti trasversalmente in una sala turbine (già demolita) di dimensioni 120 per 34 m, che conteneva i componenti del ciclo termico; nell'annesso avancorpo sono installati i quadri di distribuzione per i servizi. Tra i due edifici è situato l'edificio controllo nel quale sono centralizzati la Sala controllo, i quadri di supervisione e comando di tutto l'impianto, nonché le apparecchiature per l'alimentazione dei servizi di emergenza. Esternamente alla sala turbine, sul lato opposto al reattore, erano disposti i trasformatori elevatori, connessi ai generatori con sbarre blindate, che erano collegati alla sottostazione elettrica con conduttori in aria. Nella stessa area erano disposti i trasformatori per l'alimentazione dei servizi comuni e di unità. All'edificio reattore, sul lato opposto all'edificio controllo, si collegano la vasca per il decadimento degli elementi di combustibile irradiati, con i relativi impianti di trattamento dell'acqua. Completano l'impianto i servizi ausiliari al funzionamento della centrale e gli edifici per gli uffici e i servizi generali.

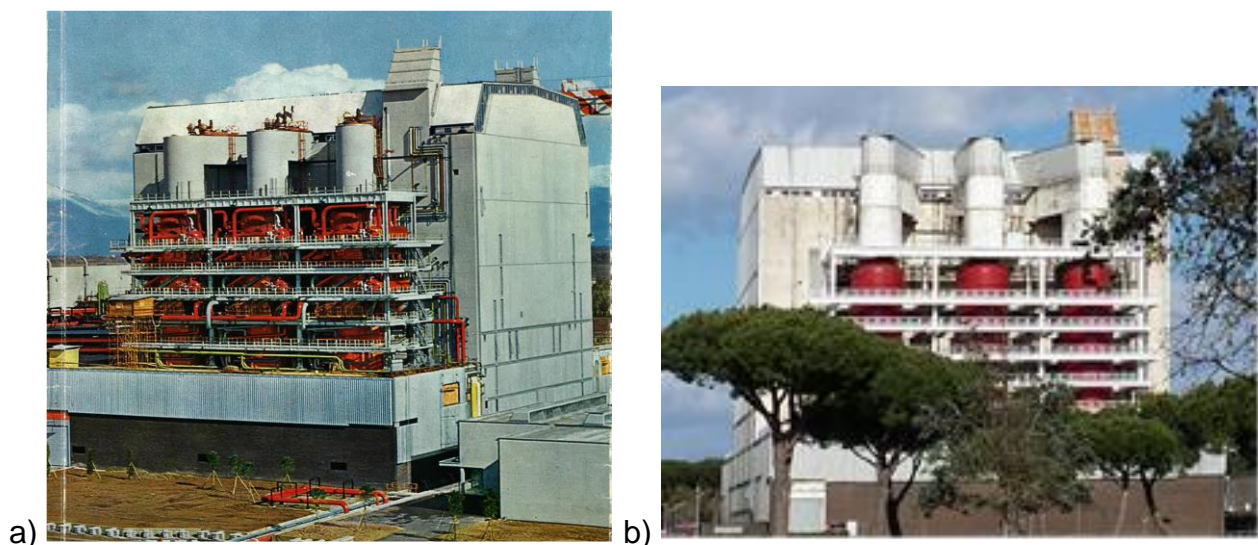


Figura 5 – a) Centrale elettronucleare di Latina, 1963 [AGIP Nucleare], b) l'impianto oggi [Fonte: Sogin]

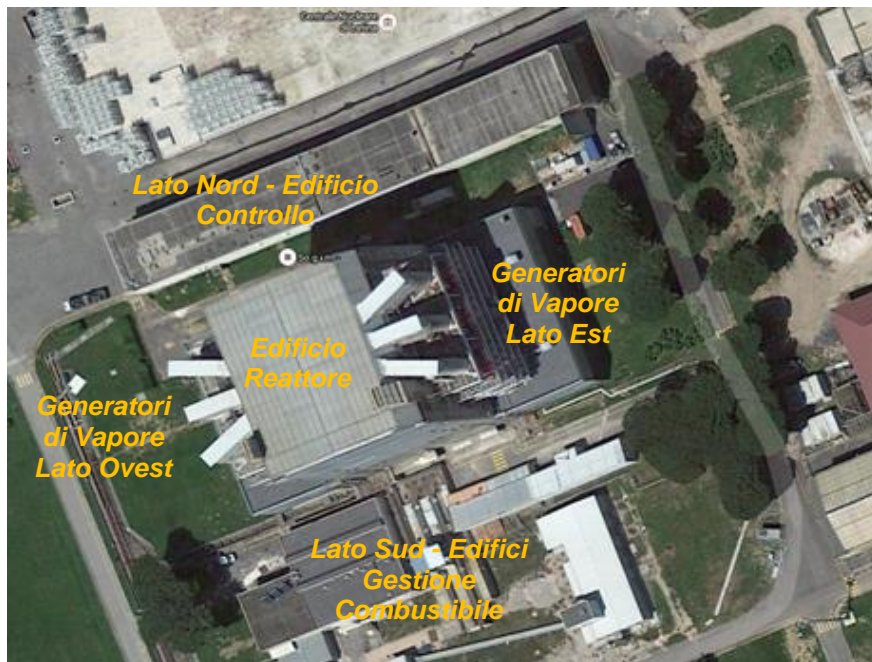


Figura 6

La seguente tabella [Rif.1] riassume i dati principali dell'impianto.

Tabella 2

Data sheet della centrale elettronucleare di Latina		
Dati generali dell'impianto		
Tipo di reattore	GCR - MAGNOX	
Potenza termica	640 (#)	MW
Potenza elettrica lorda generata	160 (#)	MW
Potenza elettrica netta	153 (#)	MW
Numero generatori di vapore ("boilers")	6	
Ciclo generatori di vapore	2 pressioni, a circolazione assistita	
Numero circolatori assiali ("soffianti")	6	
Numero / potenza turboalternatori principali	3 / 70	MW
Numero / potenza turboalternatori ausiliari	2 / 9,6	MW
Numero pompe acqua di circolazione	5	
Reattore		
Ciclo	Indiretto	
Refrigerante/Moderatore	CO ₂ /Grafite	
Temperatura massima dell'incamiciatura degli elementi	450	°C
Portata della CO ₂	3.165	kg/s
Temperatura della CO ₂ all'ingresso reattore	180	°C
Temperatura della CO ₂ all'uscita reattore	360 (#)	°C
Pressione interna contenitore primario ("vessel")	14	bar
Numero totale passanti di carico e controllo ("standpipes")	197	
Nocciolo		
Numero canali del reticolo:	3.069	
- canali per elementi di combustibile	2.929	
- canali per barre di controllo	100	
- canali per campioni di grafite	7	
- canali per scansioni di flusso/sperimentali e di riserva	33	
Numero canali interstiziali:	95	
- canali per assorbitori	93	
- canali per sorgenti neutroniche	2	
Dati fisici più significativi		
Peso dell'uranio	268	t
Peso della grafite (moderatore)	1.258	t
Peso della grafite (riflettore)	807	t
Distanza fra le facce opposte del nocciolo (compresi riflettori radiali)	14	m
Altezza totale del nocciolo (compresi riflettori assiali)	9	m
Diametro dei canali del nocciolo	104,8	mm
Passo del reticolo dei canali per combustibile	203,2	mm
Diametro medio del contenitore primario	20	m
Spessore medio delle lamiere del contenitore primario	90	mm
Spessore delle lamiere del contenitore primario nelle parti rinforzate	110	mm
Spessore medio dello schermo biologico	3	m
Diametro interno generatori di vapore	6	m
Altezza generatori di vapore (compresa la gonna di sostegno)	24	m
Spessore del mantello dei generatori di vapore	55	mm
Peso del mantello di ogni generatore di vapore	235	t
Peso di ogni generatore di vapore (banchi inclusi)	771	t

3.3 L'edificio reattore

Per meglio comprendere le specifiche problematiche di smantellamento del reattore ed in particolare del recupero della grafite, oggetto della presente tesi, è necessario fornire una più approfondita descrizione del layout dell'Edificio Reattore.

L'Edificio Reattore misura in pianta circa 89 x 48 m ed è alto circa +48 m rispetto al piano di campagna, coincidente con il piano equatoriale della sfera del reattore, l'edificio presenta una parte interrata fino alla quota -12 m. Esso comprende oltre al reattore, i 6 GdV con le soffianti e le condotte del refrigerante, gli apparecchi di sollevamento e di handling e tutti gli impianti ausiliari.

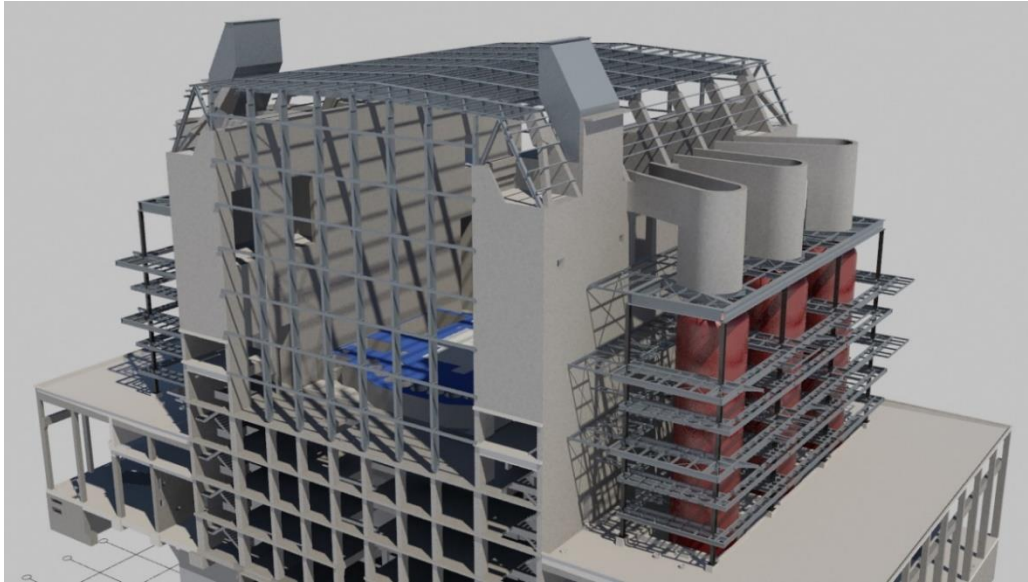


Figura 7 - Ricostruzione 3D della struttura dell'edificio reattore [Fonte: Sogin].

La piastra di fondazione dell'edificio che misura 65x31x3,75 m, poggia su uno strato di tufo roccioso. Il 'cuore' dell'edificio è costituito dalla cavità in cui è alloggiato il reattore (reactor pit, Figura 8) che ha la funzione primaria di schermo biologico (Figura 9), si veda il successivo §3.3.1; la reactor pit, di forma cilindrica è realizzata in calcestruzzo chiusa alla sommità da una volta emisferica (dal lato interno della cavità), la parte 'esterna' della volta (pile cap), planare, costituisce il secondary floor da cui emergono le penetrazioni verticali di accesso al reattore (Figura 8 e Figura 9), chiuse da apposite porte rimovibili e schermanti che formano il piano governo reattore evidenziato nella Figura 10.

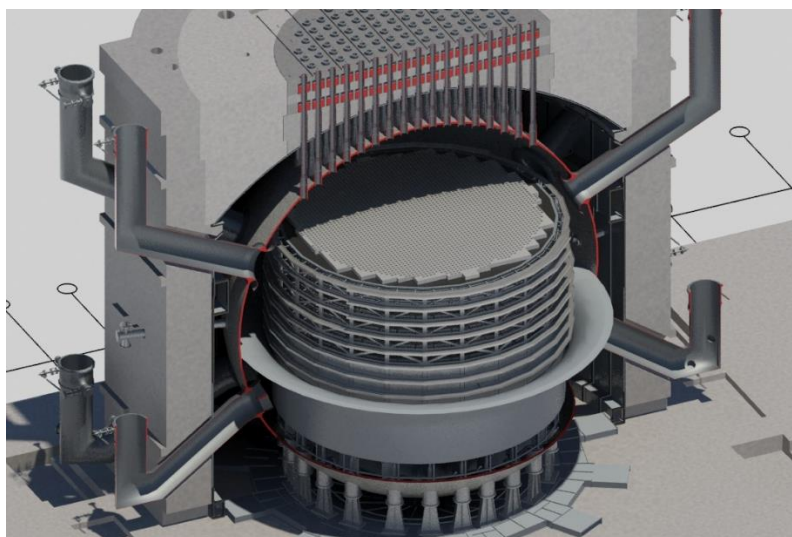


Figura 8

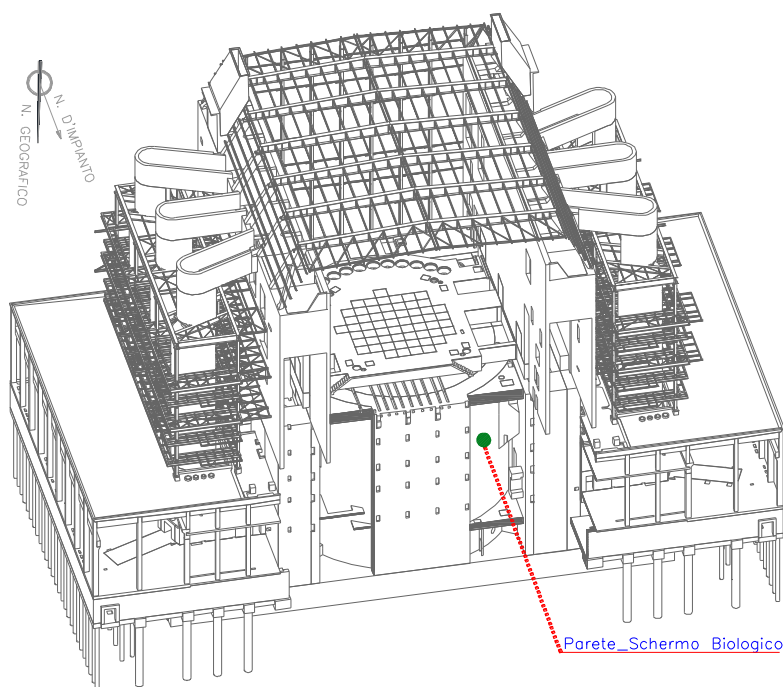


Figura 9 – Vista assonometrica dell'ER dal lato 'controllo' [Fonte: Sogin].

Le dalle poggiano su una struttura di acciaio realizzata con travi e quadrelli, supportata da colonne in carpenteria metallica. La rimozione delle piastre schermanti consente l'accesso agli stand-pipes e quindi al nocciolo del reattore. All'interno della zona circolare del lato sud dello schermo biologico sono ricavati: 24 fori 'cimitero', 36 fori magazzino e 6 fori per assorbitori, tutti adibiti allo stoccaggio di materiale attivato proveniente dal reattore durante l'esercizio.

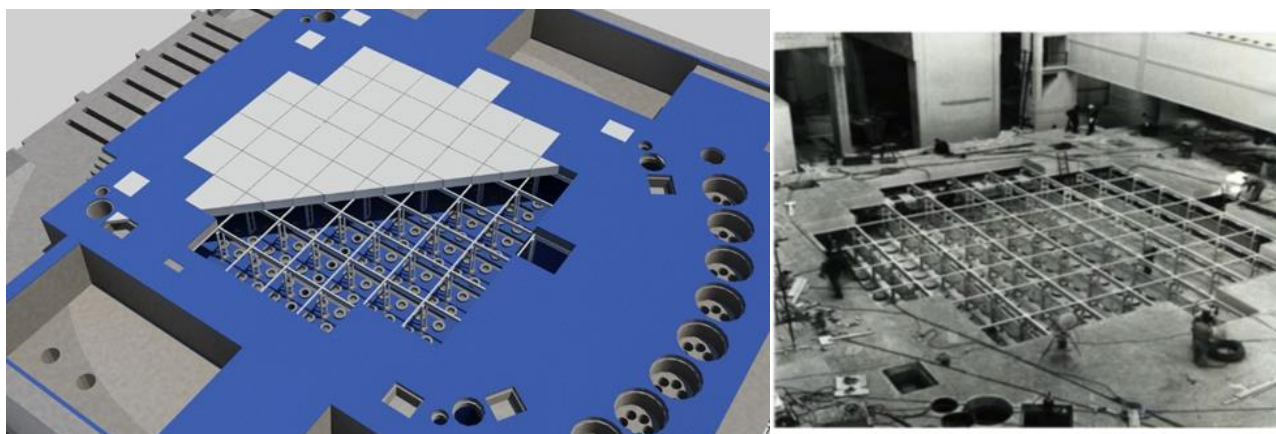


Figura 10 – [Fonte: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

Un'altra struttura in c.a., a pianta rettangolare, circonda lo schermo biologico determinando, sui quattro angoli, altrettanti vani denominati 'camere d'angolo' ('quarter rooms', Figura 11), adibite all'esercizio della macchina di carico-scarico e alla gestione della strumentazione recuperata dal nocciolo. All'interno dell'ER è presente uno schermo biologico secondario costituito da pareti parallele ai lati est ed ovest dell'edificio, nella cui intercapedine trovano alloggio i tubi di mandata e di ritorno della CO₂. Le pareti dello schermo biologico secondario si staccano dalla platea di fondazione e proseguono fin quasi al tetto dell'edificio;

sulla sommità di tali pareti sono state realizzate le vie di corsa per la gru a ponte asservita alla manovre del piano governo.

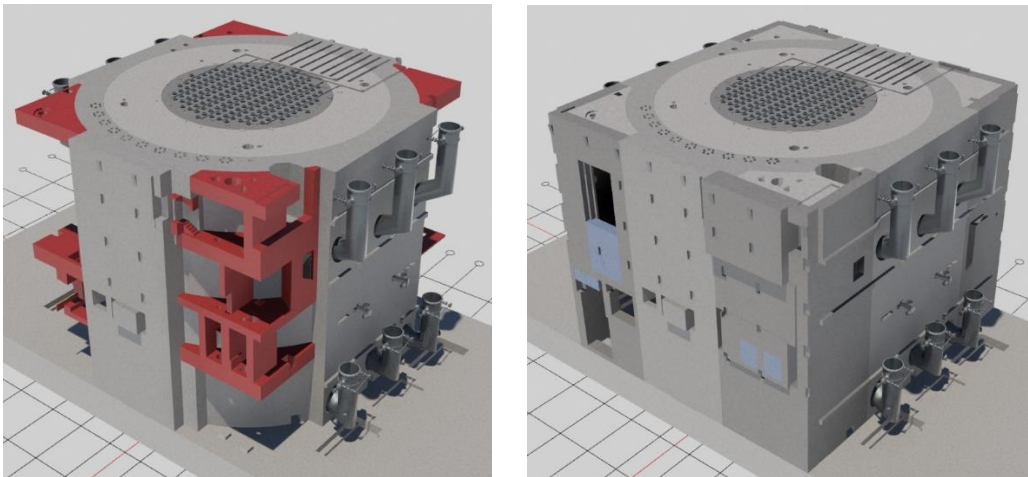


Figura 11 – [Fonte: Sogin]

Nella zona N-E della sala di carico è presente l'area utilizzata a suo tempo per la manutenzione della macchina di carico e scarico del combustibile (smantellata negli anni '90) e delle apparecchiature ad essa asservite. Le facciate Nord e Sud dell'edificio reattore sono denominate rispettivamente "lato controllo" e 'lato combustibile' (Figura 12). Le soffianti della CO₂ sono sistemate sotto gli scambiatori di calore localizzati sulle facciate Est ed Ovest dell'edificio. Strumenti ed apparecchiature di controllo (camere di ionizzazione, misure di temperatura, pannelli valvole CO₂, apparecchiature di controllo, sistema alimentazione barre di controllo, BSD, apparecchiature di scansione flusso neutronico, etc.) sono disposte nei vari piani del lato controllo. Lo spazio fra le pareti dello schermo biologico principale e dello schermo secondario contiene anche le apparecchiature speciali di manutenzione e una delle tre camere di ionizzazione utilizzate per la misura del flusso neutronico.

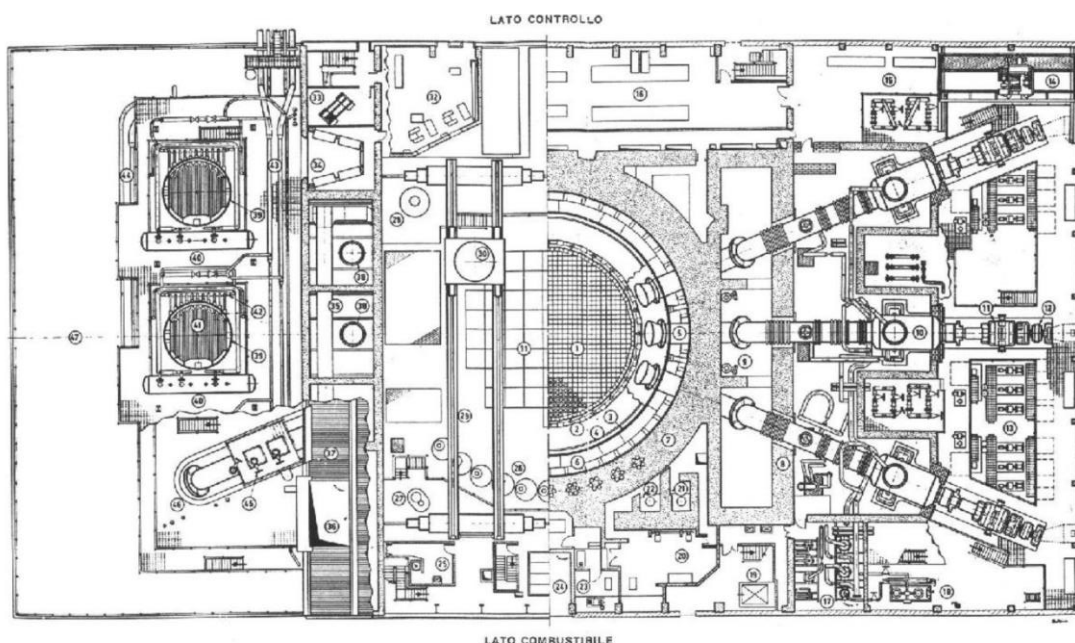


Figura 12 - [Rif.6].

Sul lato combustibile si trovano le sale per l'immagazzinamento e la preparazione del combustibile, i ventilatori di raffreddamento dello schermo biologico, i filtri e le altre camere di ionizzazione.

3.3.1 Lo schermo biologico

Lo schermo biologico è alto circa 25 m, il raggio della parte interna delle pareti è 11,76 m, quello esterno 14,88 m, con uno spessore massimo della parete di 3,12 m. Intorno allo schermo biologico si sviluppano pareti tangenziali, parallele alle pareti esterne dell'edificio reattore (si veda la precedente Figura 12).

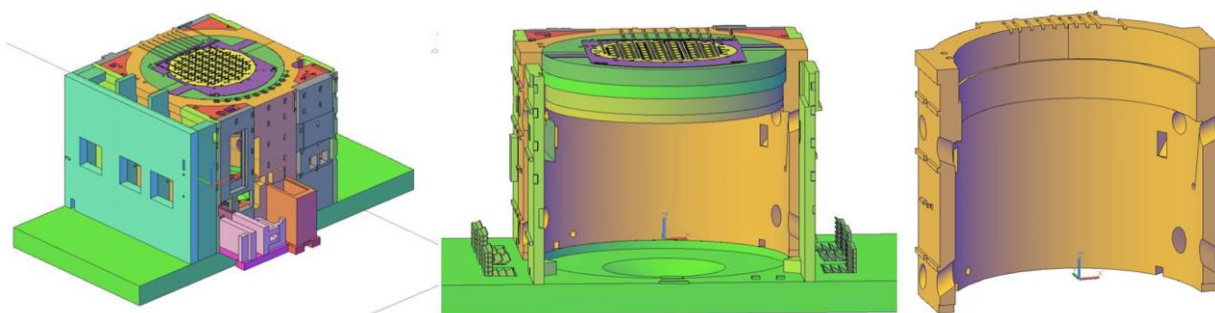


Figura 13 - [Rif.9].

La parete tangenziale sul lato sud o 'lato combustibile' comprende le 10 cavità verticali in cui sono ricavati i pozzi 'cimitero' utilizzati, come detto, per lo stoccaggio dei materiali irradiati. Sulla parete verticale dello schermo biologico sono presenti le aperture per il passaggio delle condotte del refrigerante e delle canalizzazioni dell'aria di raffreddamento dello schermo biologico. Le aperture per le condotte di ingresso del refrigerante (Figura 14) hanno un diametro pari a 2,083m, il centro del foro si trova alla quota +2,482 m, con una inclinazione di 35°.



Figura 14 – Bocchelli del vessel con i tubi di ingresso del refrigerante
[Fonte: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

Le aperture per le condotte di uscita dal reattore hanno un diametro pari a 2,159 m, con il centro posto a quota +13,380, inclinate di 25°; insieme agli stand pipes, le flange di innesto delle condotte della CO₂ al vessel sferico, sono le uniche vie di accesso al core di dimensioni tale da poter consentire, allo stato attuale, un qualche tipo di operazione legata allo smantellamento o propedeutica ad esso.

Nelle pareti dello schermo biologico sono presenti altre penetrazioni di dimensioni più piccole:

- N. 4 penetrazioni per il passaggio delle termocoppie del nocciolo ('Branch pipes')
- N. 4 penetrazioni per il passaggio delle sonde per il monitoraggio dell'effetto Wigner nella grafite ('Wigner probes'),
- N. 1 penetrazioni per il passaggio del condotto raccolta detriti ('Debris duct').

Ulteriori penetrazioni di dimensioni più limitate sono utilizzate per il passaggio della strumentazione inserita nelle colonne termiche ed il passaggio delle termocoppie per il monitoraggio della parte esterna del vessel sferico, dello schermo termico e dello schermo biologico. La sommità dello schermo biologico è di cemento armato, a forma di cupola, con raggio interno di 16,20 m e spessore minimo di 2,59 m al centro e circa 8m nella zona di raccordo con le parete verticale. La parte a spessore minimo è costituita da 167,5 cm di calcestruzzo ordinario e 91,5 cm di calcestruzzo baritico. La cupola è costituita da una corona anulare appoggiata su due battute ricavate nella parete interna dello schermo biologico e da una volta superiore di chiusura. Nella corona circolare anulare sono stati ricavati i fori di ispezione dell'intercapedine. In corrispondenza del punto di contatto fra la volta e la corona anulare è presente un giunto di dilatazione. Il getto della corona anulare e della volta di chiusura è stato realizzato utilizzando, come cassero, lo schermo termico superiore. Nella volta dello sono presenti 197 penetrazioni per i passanti di carico e controllo ('stand pipes', Figura 15). Ciascuna penetrazione è sagomata in maniera tale da alloggiare gli 'split muff', i semi gusci saldati alle tubazioni costituenti gli stand pipes, il diametro utile di passaggio di ciascuno stand pipe è 9 ¾ in (~248 mm).

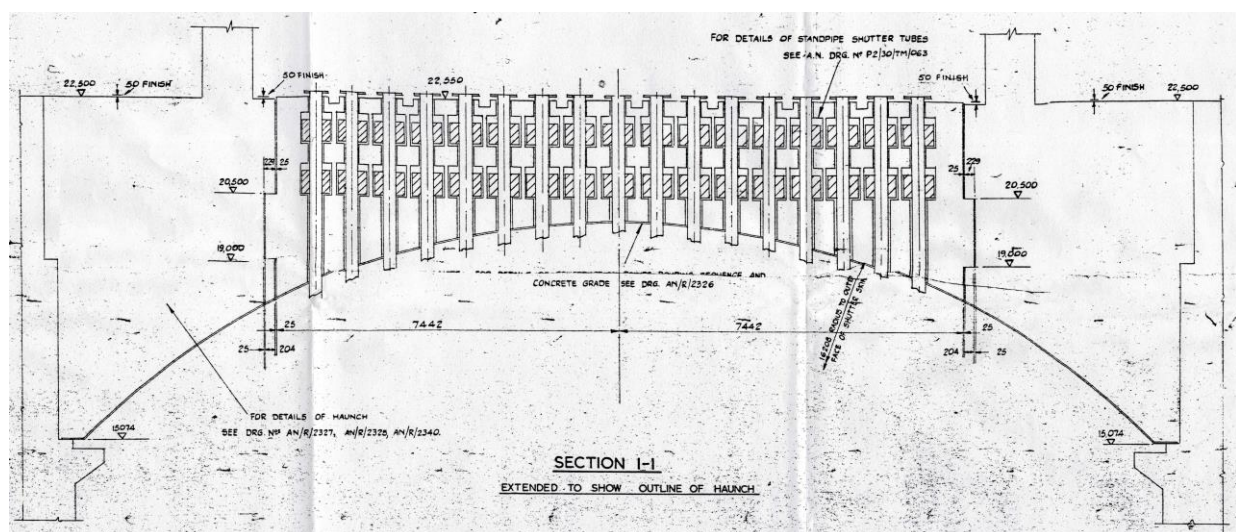


Figura 15 – Dettaglio della volta dello schermo biologico con il dettaglio dei passanti di carico (stand pipes) [Fonte: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

Le pareti interne dello schermo biologico sono rivestite da lamiera di acciaio ancorate a profilati di acciaio che formano un'intercapedine per il passaggio dell'aria di raffreddamento della faccia in calcestruzzo. Le lamiere delle pareti hanno uno spessore di 5 mm, quelle della base 6 mm. La parte superiore dello schermo termico è costituita da lamiere spesse 25 millimetri, saldate a forma di cupola.



Figura 16 – Particolare del liner in acciaio della reactor pit e degli schermi termici applicati al vessel e alle condotte del refrigerante [Fonte: Sogin-Archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

3.4 Descrizione del reattore

In questo paragrafo verrà descritta l'architettura del reattore della Centrale Nucleare di Latina nei suoi elementi principali, Figura 17.

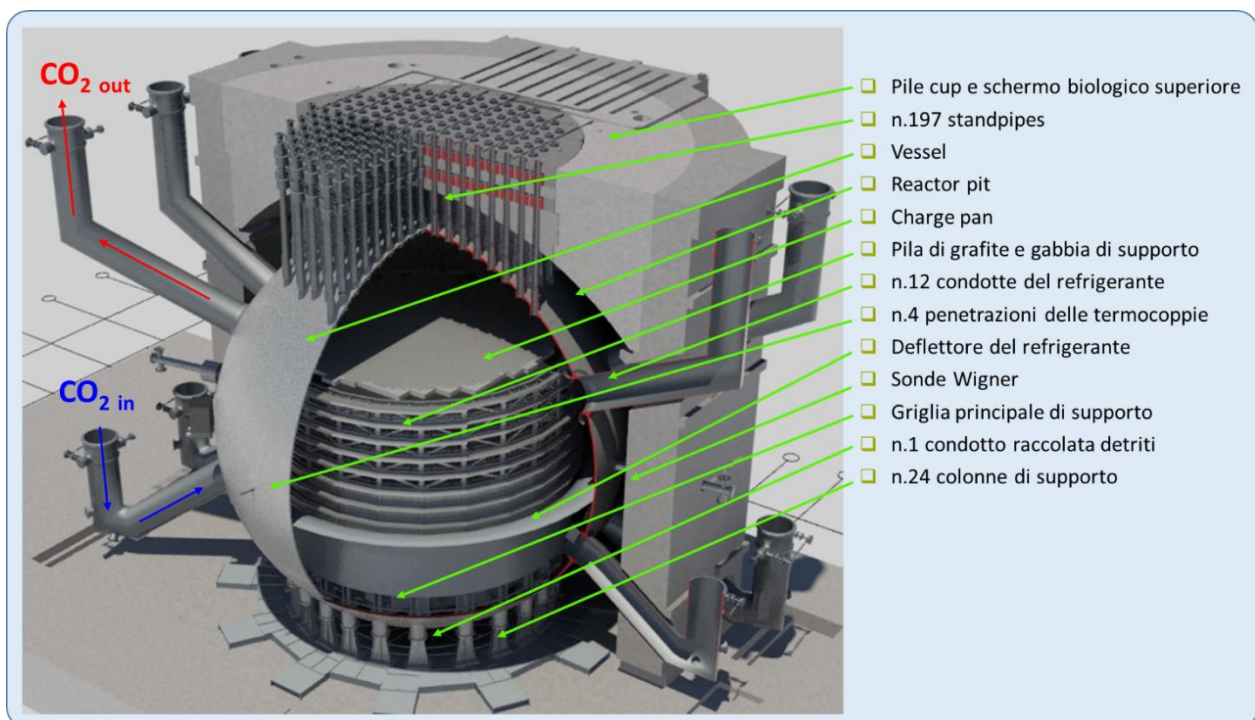


Figura 17 - [93].

3.4.1 Vessel sferico

Il contenitore in pressione del reattore ha forma sferica con diametro pari a 20,35 m, progettato per una pressione di 1,4 MPa e per una depressione interna di 95 kPa. Il vessel è stato costruito saldando piastre di uno speciale acciaio al carbonio denominato Conlo 1, sviluppato e prodotto dall'acciaieria Conset Iron Ltd (UK) specificatamente per i vessel dei reattori Magnox di quegli anni (Bradwell etc.), idoneo a sopportare gli effetti combinati della pressione, del peso proprio e degli sforzi prodotti per effetto termico; le lavorazioni delle lamiere, di spessore variabile da 90 a 110 mm, furono eseguite dalla ditta Whessoe Ltd (UK). Le piastre di supporto interne al vessel furono invece realizzate con l'acciaio denominato Bearcromo, sviluppato dalla medesima azienda. Di seguito si riportano le analisi di colata di entrambi gli acciai:

Tabella 3 - [Rif.3]

Conlo 1	Bearcromo
<p>C = 0,12 - 0,16%</p> <p>Mn = 1,00 - 1,20%</p> <p>S = 0,045% massimo</p> <p>P = 0,045% massimo</p> <p>Al = 1,5 libbre/tonn. (aggiunta)</p>	<p>C = 0,12 - 0,15%</p> <p>Mn = 1,05 - 1,20%</p> <p>S = 0,05 massimo</p> <p>P = 0,05 massimo</p> <p>Si = 0,09 - 0,12%</p> <p>Cu = 0,4 - 0,5%</p> <p>Mo = 0,25 - 0,35%</p> <p>Al = non più di 1,5 libbre/ tonn.</p>

Lo spessore dell'involucro è pari a 110 mm nella zone dei supporti ove si hanno localmente degli sforzi di flessione e nella zona della calotta superiore rinforzata a causa della presenza dei fori per i tubi di accesso al reattore (stand pipes). Le dimensioni del contenitore sferico sono state imposte da quelle del moderatore di grafite e della sua intelaiatura di sostegno, nonché dallo spazio richiesto dalle attrezzature di carico e scarico del reattore. Il reattore poggia all'interno del suo contenitore, sopra una struttura di sostegno in acciaio (griglia) che trasmette il carico, attraverso lo spessore dell'involucro, ai supporti esterni ed ai loro appoggi e da questi ultimi alla platea di fondazione in calcestruzzo.

3.4.2 Griglia di sostegno

La struttura di sostegno è del tipo a scomparti (griglia) ed è formata essenzialmente da piastre di acciaio secondo la British Standard B.S. 1501/151 Grado C e lingotti di acciaio forgiato secondo la B.S. 1503/151 Grado B. Gli assi principali di questa struttura di sostegno coincidono con quelli del reticolo dei canali del combustibile del moderatore di grafite come pure con le mezzerie principali del contenitore del reattore. La struttura è costituita da elementi lavorati portanti con altezza di costola di 8 piedi e 6 pollici tra loro intersecantisi e disposti ad intervalli di 4 piedi e 7 e 3/8 di pollici e 5 piedi e 4 pollici, rispettivamente, l'uno dall'altro. Il reticolo interseca una circonferenza di 13,68 m di diametro, nei punti di intersezione sono posizionati 24 speciali supporti, dotati di grosse cerniere a rulli, che trasmettono il peso del moderatore e della struttura di sostegno ad altrettante colonne (si veda §3.4.3) permettendo al tempo stesso la dilatazione relativa in senso radiale tra la struttura di sostegno ed il vessel sferico. Le travi della struttura diminuiscono di altezza di costola fino a 6 piedi e 5/8 di pollici in corrispondenza dei supporti ed i loro terminali sono

irrigiditi mediante elementi leggeri disposti secondo le corde della circonferenza che circoscrive la struttura. Il progetto di quest'ultima è tale da non ostacolare la portata di gas entro i canali di combustibile. Figura 18. La griglia portante è stata progettata in modo tale che il carico complessivo del nocciolo e del combustibile induca una freccia al centro della griglia non superiore a mezzo pollice; in particolare il peso del nocciolo sulla griglia equivale ad una pressione di circa 28 psi (0.19 MPa), sufficiente a resistere ad una differenza di pressione di 10 psi tra il fondo e la sommità del nocciolo [Rif.2]. Ciascuno scomparto della griglia è coperto da una piastra di sostegno ricavata da una lamiera di acciaio dolce spessa 4 pollici. Ciascuna piastra è tenuta in posizione rispetto alla griglia da un sistema di 4 chiavette di centraggio che assicurano il passo standard tra un canale e l'altro, tenendo le piastre in posizione l'una rispetto all'altra. Le piastre di sostegno, di dimensione standard, ricoprono gli scomparti della griglia e identificano le singole pile di mattoni di grafite entro la struttura del nocciolo [Rif.3].

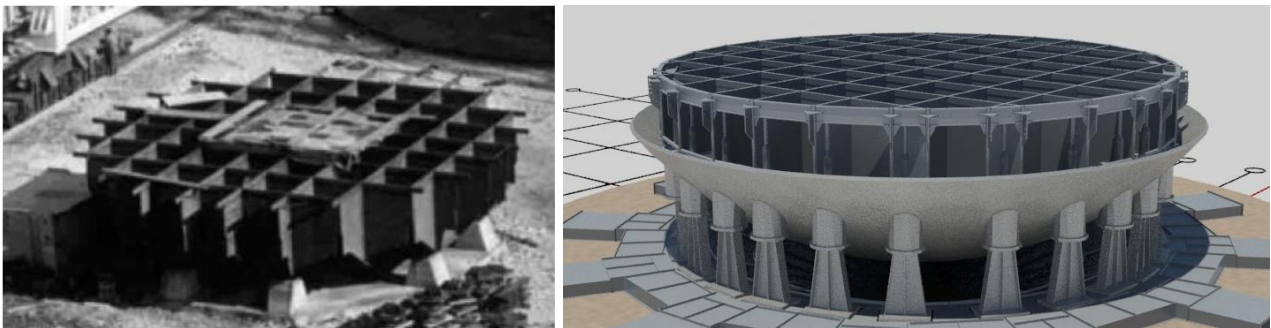


Figura 18 – [Fonte: Sogin, Archivio storico Centrale Nucleare di Latina].

3.4.3 Colonne interne ed esterne di sostegno

Alla calotta inferiore del vessel sono saldate 24 colonne (non passanti) di supporto (stub column) aventi la funzione di sostenere il vessel e il nocciolo, Figura 19. Ciascuna delle 24 stub columns è costituita da due tronchi tubolari in acciaio, uno interno (Figura 19 a)) e uno esterno al vessel (Figura 19 b)), saldati alla parete del vessel e chiusi in alto e in basso da piastre circolari. I tubi hanno diametro interno di 2 ft e 6 in (762 mm) e spessore di parete di 1 in (25,4 mm). In pratica, in corrispondenza di ciascuno dei 24 punti di appoggio della griglia, il carico viene trasmesso ad un tronco di colonna tubolare interna all'involucro e da questa, direttamente attraverso lo spessore dell'involucro, ad una altra colonna tubolare corrispondente, situata esternamente alla sfera. Dalle colonne esterne i carichi trasmessi dall'interno del vessel, più il peso proprio di questo vengono trasmessi alle piastre di fondazione (annegate nel basamento dell'ER) attraverso ulteriori 24 colonne, alte 5 ft e dotate di piastre alle 2 estremità (Figura 18), sagomate in modo tale da costituire ciascuna un vincolo assimilabile ad un rullo cilindrico da 5 ft (1524 mm) di diametro. Ciò consente il movimento libero in senso radiale del contenitore a pressione prodotto dalle variazioni di temperatura. Nell'altro senso le colonne hanno una larghezza, alle base, di 3 ft e 4 in (1016 mm) che si viene progressivamente riducendo a 2 ft e 4 in (711 mm) in modo da garantire la stabilità in senso tangenziale e quindi quella complessiva del contenitore a pressione. A freddo, le colonne sono inclinate verso l'interno (~16 mm alla sommità) in modo da minimizzare gli effetti dei movimenti termici.

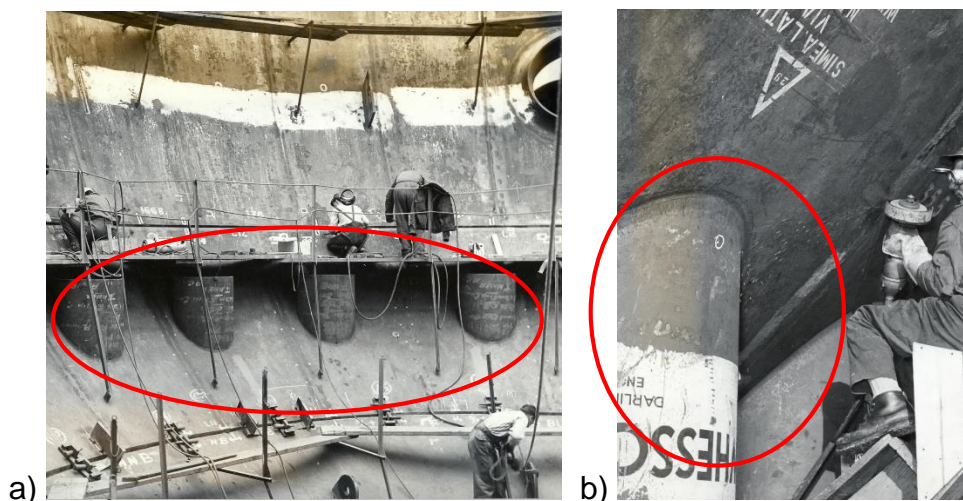


Figura 19 – [Fonte: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

3.4.4 Penetrazioni

Il vessel presenta una serie di penetrazioni di seguito illustrate.

Stand pipes

Sul duomo superiore del contenitore a pressione vi sono 197 tubi di carico, tutti uguali tra loro tranne che per la lunghezza la quale varia in modo tale che tutte le estremità superiori di questi tubi si trovino a giacere sul piano orizzontale posto a 48 piedi e 6 pollici (14,78 m) da quello equatoriale del contenitore (si veda la precedente Figura 15).

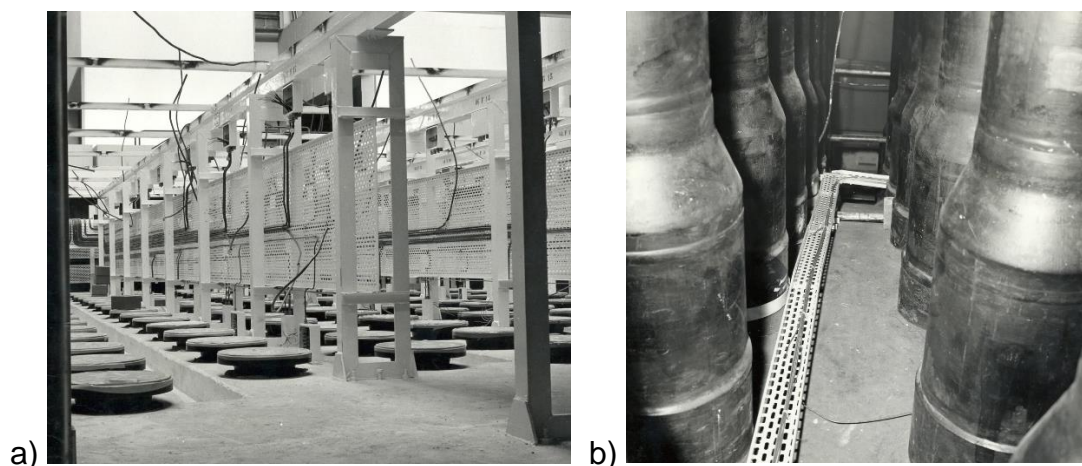


Figura 20 - [Fonte: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

I tubi sono spessi 8 mm, in accordo con la B.S. 1507/171; ciascuno stand pipe è costituito da tratti di diverso diametro opportunamente raccordati in corrispondenza dei diametri di 248 mm, 267 mm 280 mm. Nel punto di imbocco al vessel i tubi sono rinforzati con boccagli di acciaio forgiati, aventi un diametro interno di 343 mm ed uno esterno di 454 mm. Ciascun tubo di accesso è provvisto all'esterno di un manicotto di acciaio dolce, dello spessore di 3/16 e di 1/4 di pollice, in accordo con la B.S. 13, riempito di calcestruzzo. I tubi di accesso sono stati posizionati, a partire dall'estremità del secondary floor, con un'inclinazione verso

l'interno (asse della pila) in modo da compensare i movimenti elastici e plastici, per effetto termico, del contenitore rispetto al moderatore di grafite.

Sonde Wigner

In corrispondenza dell'equatore del vessel esistono quattro dispositivi a sonda per la misura della crescita e/o dello spostamento del moderatore entro il contenitore. Questi dispositivi sono realizzati mediante due tubi concentrici a tenuta, dimensionati per la pressione interna al vessel. La misura viene data con un sistema di indicazione a scala di Vernier. I fori di passaggio delle sonde nel vessel sono rinforzati con passanti di irrobustimento. Una struttura di sostegno a tripode è stata realizzata per irrigidire la parte della sonda che è interna al contenitore. Un manicotto schermante attenua la fuga dei neutroni all'esterno dello schermo biologico.

Condotte del refrigerante

Le condotte di ingresso e uscita della CO₂ (si veda precedente §3.3.1) penetrano nel vessel attraverso bocchelli di rinforzo passanti, saldati alla parete del vessel stesso; alle loro estremità, all'interno del vessel, sono saldati i diffusori (sulle condotte di mandata) e gli imbocchi (sulle condotte di estrazione).

Altre penetrazioni

La condotta di estrazione detriti è saldata ad un bocchello passante collocato al centro del fondo del vessel. Le penetrazioni delle condotte di passaggio dei cavi delle termocoppie sono collocate in corrispondenza del piano equatoriale del vessel. Le condotte cavi termocoppie penetrano nel vessel attraverso 4 bocchelli di rinforzo passanti, saldati alla parete del vessel stesso.

3.4.5 Internals

Di seguito un sommario e una breve descrizione degli internals principali del reattore, esclusi la piastra portante (già descritta in precedenza) gli assorbitori e le sorgenti neutroniche:

- i. Deflettore refrigerante e scudo di protezione del fondo
- ii. Coibentazione termica
- iii. Pila di grafite
- iv. Gabbia strutturale della pila di grafite
- v. Piastra di carico (charge pan), barre di controllo e canali strumentati
- vi. Piastre di base (lanterne e regolatori di flusso)

i. Deflettore refrigerante e scudo di protezione del fondo

All'interno del vessel, a quota leggermente superiore a quella delle condotte di mandata del gas, è fissato un deflettore toroidale (baffle) che ha la funzione di convogliare il flusso di gas in entrata nel vessel verso il plenum inferiore, sotto la piastra di supporto, al fine di massimizzare il flusso attraverso i canali del nocciolo. A circa metà altezza del tronco cilindrico il baffle è ancorato alla gabbia di stabilizzazione del nocciolo; l'intercapedine tra la gabbia di stabilizzazione e la superficie laterale del nocciolo in grafite è chiusa con una

struttura circonferenziale di tenuta che ha la funzione di impedire al gas refrigerante di bypassare il nocciolo. Sulla superficie interna della calotta inferiore del vessel sferico è presente un deflettore, formato da lamiera da 10 mm, che copre completamente l'area situata sotto la griglia portante: la funzione di questo deflettore era di assicurare una protezione aggiuntiva del vessel in caso di incidente severo che portasse alla fusione di elementi di combustibile, impedendo il contatto tra l'uranio fuso e la parete interna del vessel.

ii. Coibentazione termica

La metà superiore dell'involucro del contenitore, che è lambita dai gas caldi in uscita dal nocciolo è coibentata all'interno in modo che la sua temperatura si mantenga notevolmente al disotto del valore che avrebbe costretto a ridurre in sede di progetto gli sforzi ammissibili. La metà inferiore del contenitore è termicamente coibentata sul lato esterno per diminuire le perdite di calore dall'interno e far sì che non vi sia un eccessivo salto di temperatura sulla sfera nella zona della tenuta che separa il gas di entrata da quello di uscita e che costituisce il punto di separazione tra la parte coibentata all'interno e quella coibentata all'esterno del contenitore. La coibentazione è stata applicata all' involucro sferico sotto forma di pannelli prefabbricati di circa tre piedi di lato, coperti da piastre di acciaio dolce; le piastre di copertura hanno la doppia funzione di fissare la coibentazione e di costituire uno schermo per l'assorbimento parziale dei neutroni che oltrepassano il riflettore di grafite.

iii. Pila di grafite

Il nocciolo del reattore ha la forma di un prisma a 24 lati ed è costituito da una pila composta da 46574 mattoni di grafite. La parte attiva del nocciolo, il moderatore, è costituito da grafite di Grado A (Pile Grade A - PGA) ad elevata purezza; il nocciolo è circondato da un riflettore costituito da grafite di Grado B (Pile Grade B - PGB), leggermente meno pura e con una densità più bassa. La pila è costituita da 11 strati di blocchi prismatici di grafite, riconducibili essenzialmente a 2 forme, a sezione quadrata 7x7in e a sezione ottagonale di 9x9in, Figura 21. In ciascun blocco del moderatore e del riflettore inferiore (layer 1) e superiore (layer 11), nella direzione di estrusione, è ricavato un canale cilindrico con diametro pari 104,8 mm (4,13 in); nella pila di mattoni sono presenti in totale 3069 canali e ciascuno di essi attraversa verticalmente il nocciolo attivo e gli strati inferiore e superiore del riflettore. I 3069 sono riservati al combustibile e alle barre di controllo; sono presenti inoltre canali interstiziali destinati ai campioni di grafite e di acciaio previsti dal progettista, alle sorgenti neutroniche e alla strumentazione. In Figura 24 è riportato il sinottico dei vari canali presenti nel nocciolo. La Figura 22 mostra la ricostruzione 3D e le quote dei blocchi. Ai fini del presente lavoro infatti è stato necessario costruire un modello 3D referenziato dei blocchi 'base', delle chiavette di collegamento e del reticolo (si veda successivo Capitolo 7).



Figura 21

La generica colonna di mattoni ha l'estremità inferiore imboccata nella 'lanterna' (Figura 24 Figura 35 e Figura 36), la quale, a sua volta, è imboccata nelle piastre di sostegno. La lanterna è l'elemento che contiene il supporto del combustibile ed il regolatore di portata del refrigerante ('gag'), si veda successivo punto vi..

I blocchi sono disposti a formare un reticolo quadrato di canali con passo 203,2 mm (8 in), e sono impilati l'uno sull'altro attraverso un innesto a bicchiere che garantisce la tenuta al gas tra blocco e blocco di una stessa colonna (Figura 23). La permeabilità della grafite del nocciolo varia da circa $1,5 \times 10^{-10} \text{ cm}^2$ sul fondo a $25 \times 10^{-10} \text{ cm}^2$ sulla sommità, con un valore medio di $8 \times 10^{-10} \text{ cm}^2$.

Il riflettore è alto mediamente 2 piedi e 10,5 pollici (876,3 mm) in sommità (Figura 24, dettaglio verde chiaro) e spesso mediamente 2 piedi e 5,5 pollici radialmente (riflettore laterale, Figura 24, dettaglio in verde). La parte inferiore del riflettore (Figura 24, dettaglio in azzurro), formata di grafite di grado A, ha uno spessore medio 2 piedi e 2 pollici (660,4 mm).

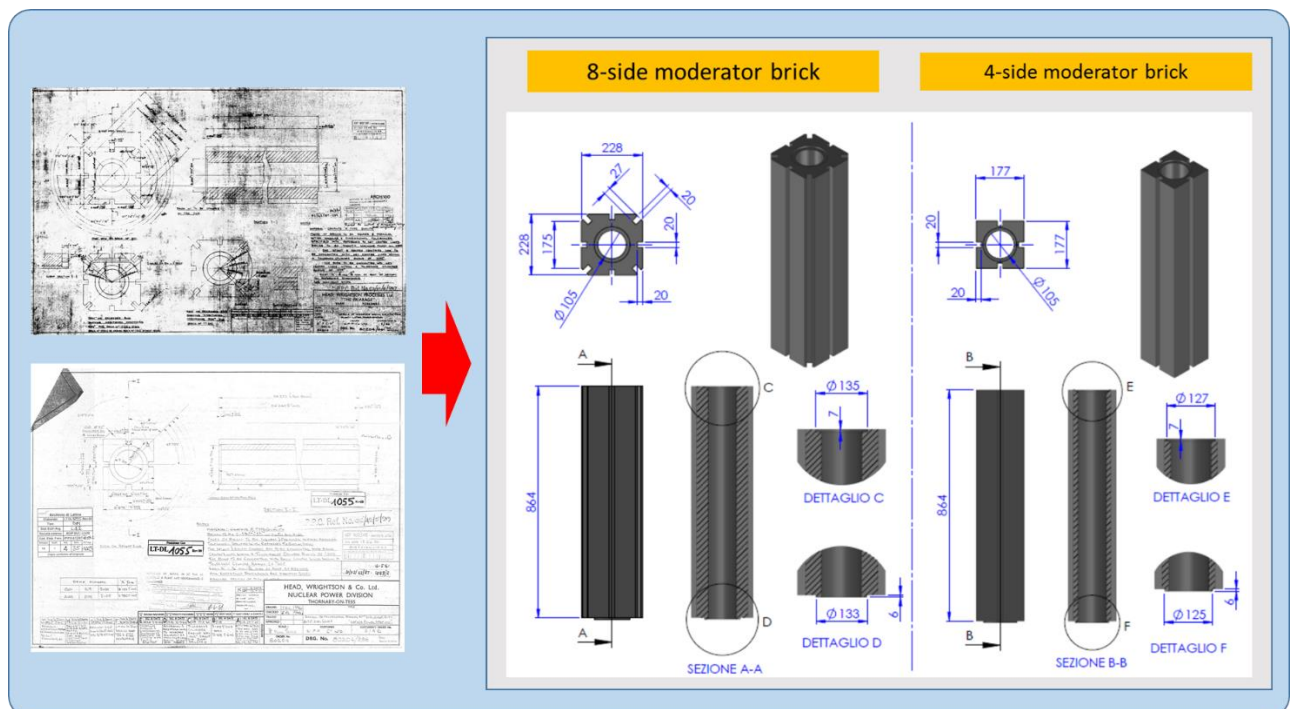


Figura 22

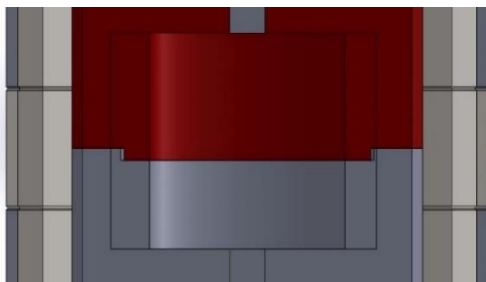


Figura 23 – Dettaglio dell'innesto a bicchiere tra i blocchi di una stessa colonna.

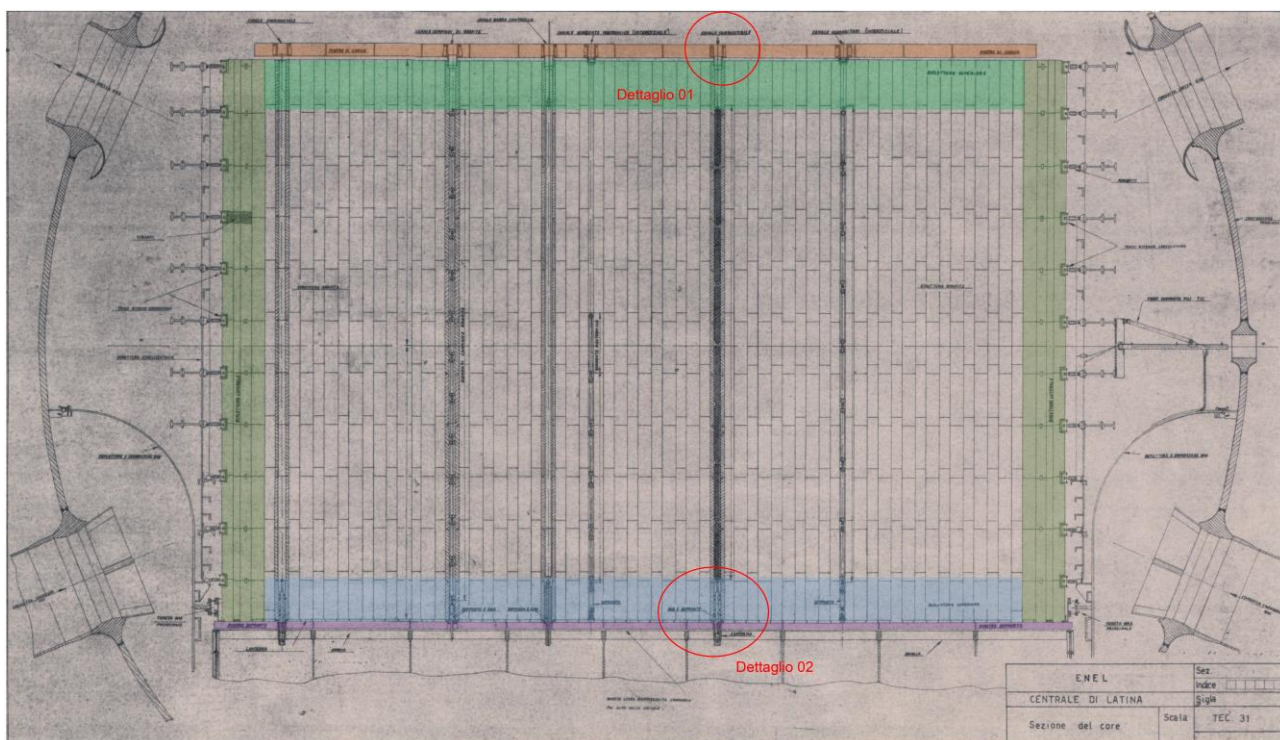


Figura 24 – Lay out sinottico del nocciolo [Sogin, Archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

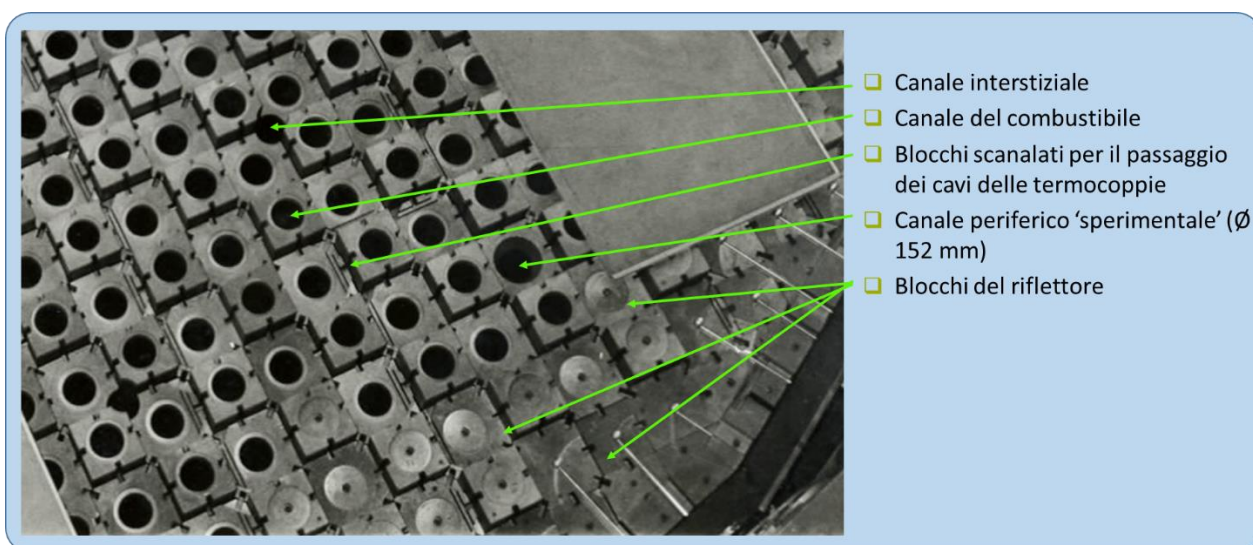


Figura 25 – Piano medio del nocciolo, durante l'assemblaggio [Sogin, Archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

Le pile di mattoni sono state lasciate sufficientemente discostate le une dalle altre in modo da consentire in primis il montaggio del nocciolo e per compensare qualsiasi crescita per effetto Wigner che potesse verificarsi durante l'esercizio, la distanza media tra i blocchi è 1,2 mm. Le pile di mattoni sono tra loro collegate da chiavette di grafite PGA disposte assialmente dalla sommità fino al fondo del nocciolo (Figura 26). Le chiavette sono alloggiare entro sedi intagliate sulla superficie laterale di ciascun mattone in senso radiale a partire dall'asse del blocco; 4 di queste sedi sono intagliate nei mattoni a sezione quadrata di 7 pollici di lato e 8 sedi in quelli a sezione ottagonale da 9 pollici. Per ciascuna sede lungo il mattone, sono impilate mediamente 4 chiavette (di lunghezza differente) che garantiscono la stabilità della struttura di grafite permettendo al tempo stesso a ciascuna fila di mattoni di espandersi o contrarsi attorno al suo asse centrale senza interferire con le file adiacenti. La disposizione delle chiavette nota come 'full radial keying arrangement' (Figura 26) è stata adottata dopo le esperienze di esercizio dei primi reattori Magnox britannici (ad esempio i reattori prototipo di Calder hall e Chapelcross) in cui si sono registrati significativi disallineamenti dei canali dovuti alle variazioni dimensionali dei blocchi di grafite PGA sotto irraggiamento [7]. In Appendice 10.2 si riporta per completezza una panoramica dei reticoli di grafite utilizzati nei vari reattori Magnox.

La disposizione delle chiavette nel nocciolo è tale che forze radiali applicate lungo la circonferenza tendono ad aprire o a chiudere l'intera struttura senza portare ad apprezzabili sforzi in nessun punto: in pratica il nocciolo è libero di contrarsi o espandere radialmente.

Sono state utilizzate chiavette di lunghezza diversa (27 lunghezze diverse) in modo che lungo una cava ci fossero almeno 4 interruzioni, ciò al fine di evitare di utilizzare chiavette 'lunghe' che potessero flettere in seguito a rigonfiamenti anomali del blocco nella direzione perpendicolare a quella di estrusione (parallela al canale assiale); per ciascuna chiavetta inoltre, l'accoppiamento di precisione con la cava, nell'ordine del 1/20 mm, si realizza sulle due facce laterali maggiori, mentre persiste un gioco importante tra le restanti superfici laterali (4÷6 mm), ciò al fine di impedire 'impuntamenti' ed incastri delle chiavette in corrispondenza di eccessive deformazioni dei blocchi. La disposizione dei mattoni di grafite è mostrata in Figura 25 e Figura 26.



Figura 26

La mancanza di un certo numero di chiavette diagonali equamente distribuite in tutto il nocciolo non mette in pericolo la stabilità della struttura. In tal modo, in aggiunta ai 3069 canali posti al centro delle file di mattoni, sono stati ricavati i 95 canali interstiziali omettendo una chiavetta diagonale e tagliando via gli spigoli interni in un gruppo di 4 file di mattoni adiacenti (Figura 25). Questi canali sono collegati agli intercapedini Wigner e il loro diametro era soggetto a modeste variazioni; essi fornivano alloggio agli assorbitori ed alle sorgenti di neutroni senza ridurre il numero dei canali disponibili per il combustibile, il controllo etc. [Rif.2]. Esistono diverse serie di blocchi di 'forme speciali':

- blocchi del moderatore che presentano scanalature ricavate nelle basi al fine di consentire il passaggio dei cavi delle termocoppie
- i blocchi del riflettore laterale invece non hanno il canale assiale
- i blocchi di 'raccordo' alla periferia del moderatore e i blocchi che si collegano alla gabbia strutturale
- i blocchi del riflettore inferiore e superiore hanno una lunghezza differente per consentire il livellamento delle basi inferiore e superiore della pila e per compensare lo sfalsamento delle colonne
- i blocchi del riflettore superiore che si agganciano alle piastre della charge pan presentano una lavorazione 'a flangia' della base superiore (Figura 27), in cui si inserisce l'elemento di interfaccia con la piastra, ovvero che collega il canale sottostante al relativo foro della piastra; gli stessi blocchi, in questo caso solo quelli a sezione quadrata, presentano un'interruzione della scanalatura laterale per le chiavette: di fatto questi elementi fungono da chiave di chiusura della relativa colonna.

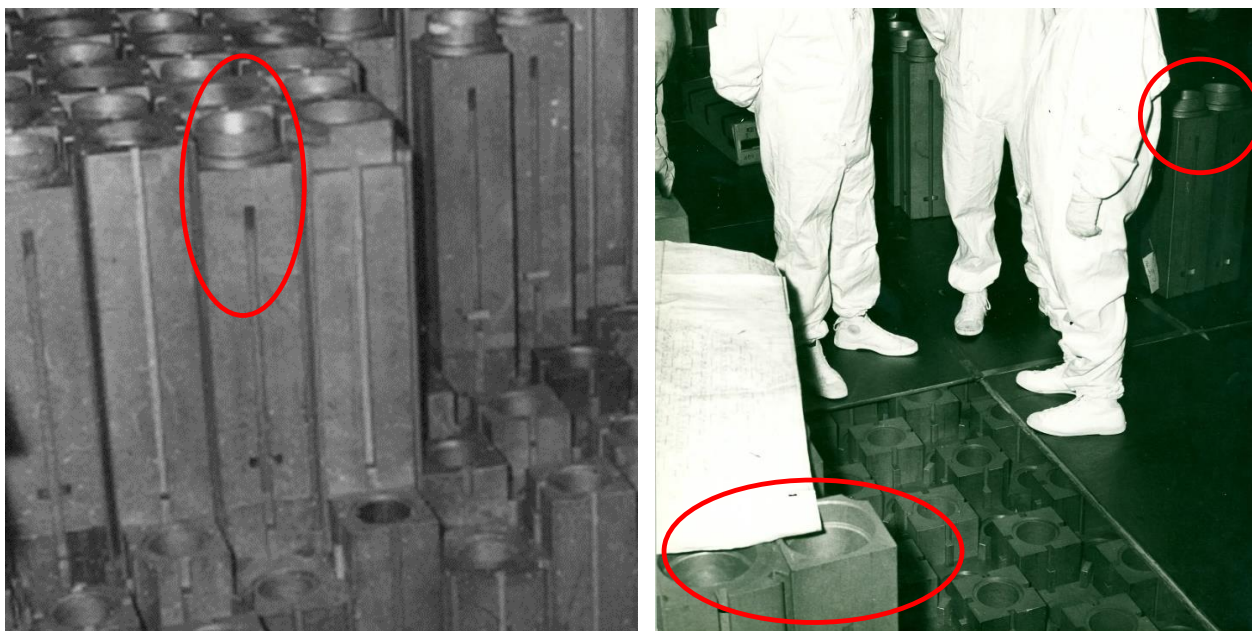


Figura 27 – Dettagli dei blocchi del moderatore superiore [Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

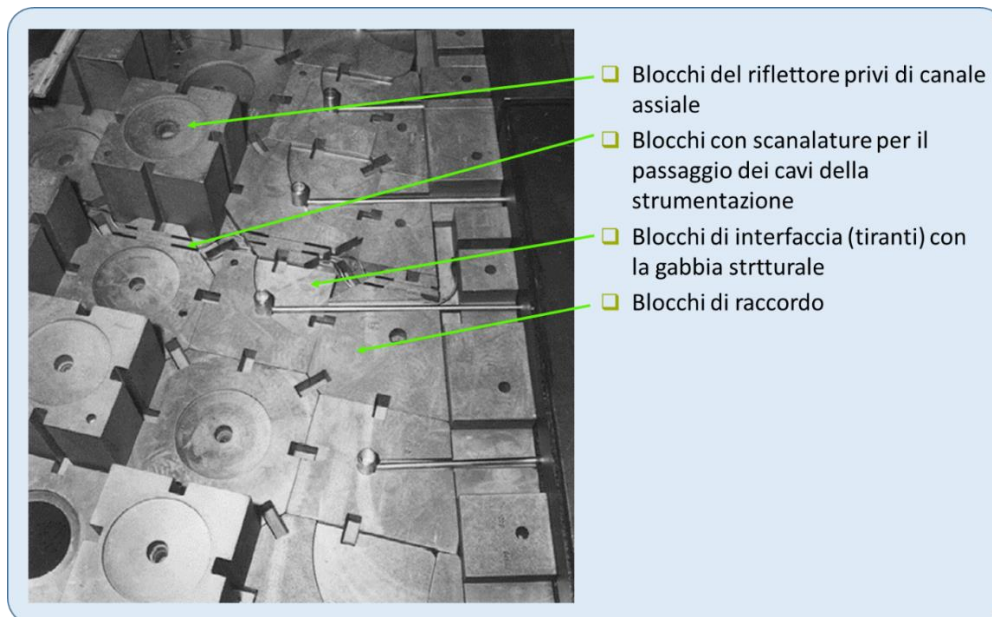


Figura 28 - [Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

L'adozione dell'architettura a colonne adiacenti sfalsate è stata utilizzata solo per i reattori di Latina e Tokai (Giappone) per tenere conto della sismicità dei territori, ovvero per garantire che, in seguito a sisma, non si verificano disallineamenti dei canali; tale esigenza non è stata considerata per i reattori Magnox britannici in quanto la probabilità di un sisma di magnitudo elevata è stata giudicata trascurabile sul territorio del Regno Unito (rif. [4]).

In questo lavoro si è deciso di concentrare l'attenzione solo sui blocchi del moderatore con il canale centrale in quanto costituiscono più del 60% della pila di grafite e, nell'ottica dello smontaggio del reattore, il loro recupero presenta i maggiori problemi: la rimozione del moderatore faciliterebbe di conseguenza anche la rimozione dei blocchi del riflettore laterale che viene rimandata a sviluppi futuri. I progettisti hanno inserito nel nocciolo 4 canali periferici con un diametro di 6 pollici (152,4 mm) in modo da poter essere usati per eventuali esperimenti di irraggiamento; questi canali erano dotati di particolari tappi in modo da impedire l'introduzione di combustibile negli stessi durante il funzionamento del reattore.

La giunzione orizzontale tra gli strati di grafite è interrotta in quanto i 2 tipi di mattoni terminano a livelli differenti (Figura 24 e Figura 26). Lo scopo di questo effetto 'alternato' è di dare a ciascuno strato di grafite la stabilità per resistere a forze orizzontali prodotte da un terremoto. La struttura 'alternata' delle colonne è funzionale alla gabbia di irrigidimento che circonda la pila di grafite: in corrispondenza di ciascuna connessione tra 2 strati di grafite è presente infatti un telaio continuo di acciaio grazie al quale la forma periferica del nocciolo risulta ben definita in tutte le condizioni di esercizio. La temperatura di questi telai in condizioni di esercizio era compresa tra 200 e 400° C, per cui le connessioni assicurano che alle varie quote gli spostamenti radiali fossero tali da mantenere dritti i canali verticali in qualsiasi condizione di esercizio.

Tabella 4 - [93]

MAIN DATA OF GRAPHITE STACK	
Dimensions	Diameter 14,2 m, height 9,4 m, volume $\approx 1300 \text{ m}^3$
Moderator mass	1258 t
Reflector mass	807 t
Total number of bricks	46574 divided into 5 main types, 11 layers
Keys	≈ 630000
Manufacturer: (production) (machining)	Head Wrightson Processes Ltd. (Yarm, Yorkshire, UK) A. Reyrolle & Co. Ltd. (Hebburn, UK)
Year of production	1960 - 1961
Type	<u>Moderator</u> : PGA graphite, bulk density $1,75 \text{ g/cm}^3$, scattering cross section 4,0 mb <u>Reflector</u> : PGB graphite, bulk density $1,64 \text{ g/cm}^3$, scattering cross section 4,5 mb

Nota: il PET coke utilizzato per la fabbricazione della grafite di Latina proveniva da una raffineria dei paesi Bassi, la stessa che negli anni '50 e nei primi anni '60 ha prodotto la materia prima per la fabbricazione della grafite PGA nuclear grade dei reattori francesi UNGG, [Rif.11].



Figura 29 – Il reparto di fresatura della A. Reyrolle & Company Ltd. (UK) dove venivano lavorati i blocchi di grafite; in questa officina sono stati lavorati i blocchi di grafite dei reattori di Bradwell e di Latina, 1961 [Fonte: [21]].

iv. Gabbia strutturale

La struttura, a prisma di 24 lati, della grafite è racchiusa da una gabbia di acciaio a struttura reticolare (Figura 30 e Figura 31), che si estende per tutta l'altezza del nocciolo ed è formata da robusti elementi di acciaio laminato costituenti 24 tubi verticali di profilati ed una trave di profilati in corrispondenza di ciascuna giunzione tra 2 successivi strati di grafite. La metà superiore della struttura è irrobustita da rinforzi diagonali di irrigidimento mentre la metà inferiore è completamente rivestita con piastre metalliche (Figura 30 e Figura 31) in cui sono

realizzate anche le penetrazioni delle termocoppie e delle sonde Wigner. La posizione della parte inferiore della gabbia è determinata da quella del deflettore toroidale, con il quale è collegata mediante un giunto a tenuta. Il collegamento tra la gabbia ed il nocciolo è realizzato mediante binde a vite tra le cerchiature poligonali della gabbia e quelle parzialmente annegate nei blocchi più esterni del riflettore (cerchiature 'interne'), ovvero tiranti in acciaio con estremità snodabili (warwick links, Figura 32) in grado di vincolare il nocciolo radialmente assecondandone gli spostamenti assiali dovuti alle dilatazioni termiche. Le cerchiature poligonali interne sono collegate alla struttura di grafite mediante tiranti (graphite puller rods) le cui estremità interne sono fissate entro i mattoni del riflettore laterale (si vedano le precedenti Figura 25 e Figura 28).

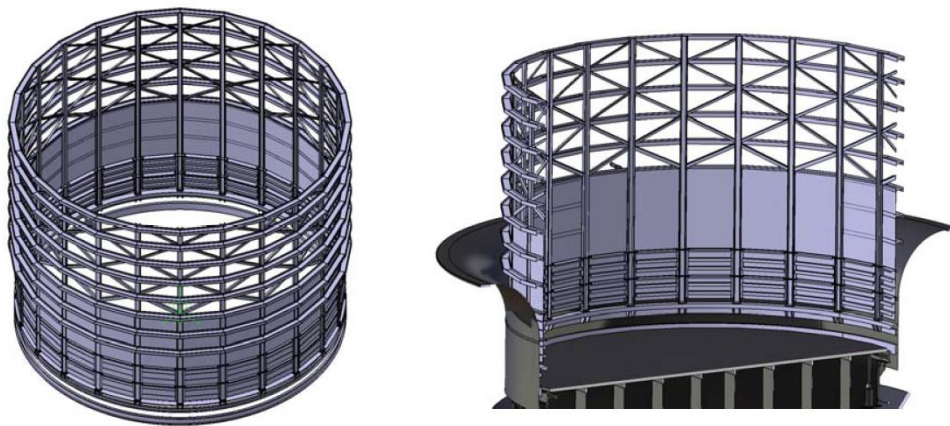


Figura 30 – Ricostruzione 3D della gabbia di irrigidimento [Rif.14].



Figura 31 – Particolare della gabbia strutturale durante la costruzione del reattore
[Fonte: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

La gabbia è perciò capace di esercitare uno sforzo radiale sul nocciolo in entrambe le direzioni. In particolare i blocchi di grafite periferici (costituenti il moderatore) sono compressi verso l'asse del nocciolo dai telai poligonali interni.

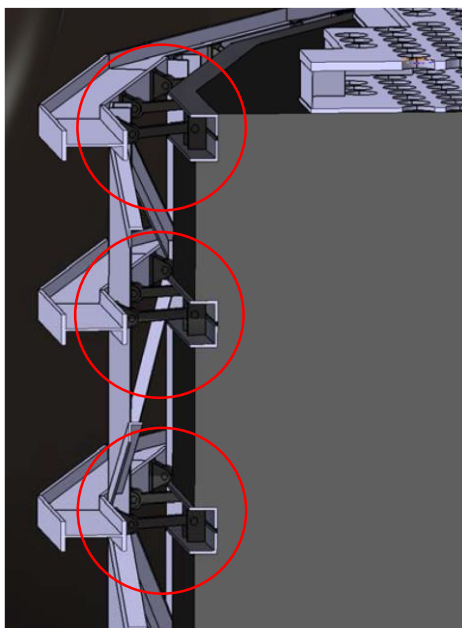


Figura 32 – Sistema di collegamento della pila di grafite alla gabbia di irrigidimento [Rif.14].

La gabbia aveva tre funzioni principali:

1. assecondava la dilatazione e la contrazione della struttura di grafite con la temperatura come se si trattasse di acciaio dolce [Rif.2].
2. garantiva la stabilità del nocciolo nel caso di un improvviso aumento della pressione differenziale del nocciolo stesso, ad esempio per la rottura di una condotta.
3. Garantisce che non vi sia dislocazione del nocciolo nel caso di scossa tellurica.

La valutazione del comportamento del nocciolo, nello stato attuale, in seguito a sisma non è oggetto del presente lavoro ma per completezza si riporta uno stralcio del Rapporto di Sicurezza del 1964 [Rif.2], basato sulle considerazioni del progettista riguardo alla sicurezza sismica assicurata dalla gabbia di irrigidimento:

- *Il sistema grafite-gabbia si comporta come una struttura piuttosto rigida e la frequenza della vibrazione naturale orizzontale è molto al di sopra delle frequenze delle forze prodotte da un terremoto sisma di riferimento.*
- *La linearità dei canali di combustibile e di controllo durante un terremoto è assicurata dalla compattezza del sistema chiavette e di imbocchi; dallo sfalsamento delle pile alternate di mattoni e dalla struttura della gabbia. L'accelerazione del terremoto produce una forza di taglio (applicata alla gabbia) che aumenta linearmente dalla sommità al fondo, ed un momento flettente che aumenta, col quadrato della distanza, dalla sommità al fondo. Con un tale sistema di forze, la flessione dell'asse verticale della gabbia è molto piccola e bene entro limiti di deformabilità del sistema di grafite. Non si prevedono perciò inconvenienti al sistema delle barre di controllo in caso di terremoto.*

v. Piastra di carico, barre di controllo e tubi BSD

La struttura di grafite è coperta e protetta da uno strato di piastre di carico che sono formate da corti tubi di acciaio, uno per ogni canale, con una piastra superiore ed una inferiore per tenerli in posizione e collegarli, Figura 33. Le piastre sono realizzate in acciaio dolce rettificato. Il tubo di ogni canale ha un prolungamento che si imbocca in un apposito alloggiamento ricavato nel mattone del riflettore superiore (Figura 27) ciò serviva a garantire il corretto allineamento del combustibile nel canale e assicurava il preciso accoppiamento

delle tubazioni del sistema di rilevazione elementi danneggiati (BSD). La piastra di carico 'normale' copre 32 canali ma ogni gruppo di 2 piastre è saldamente collegato in modo da coprire un insieme di 64 canali.

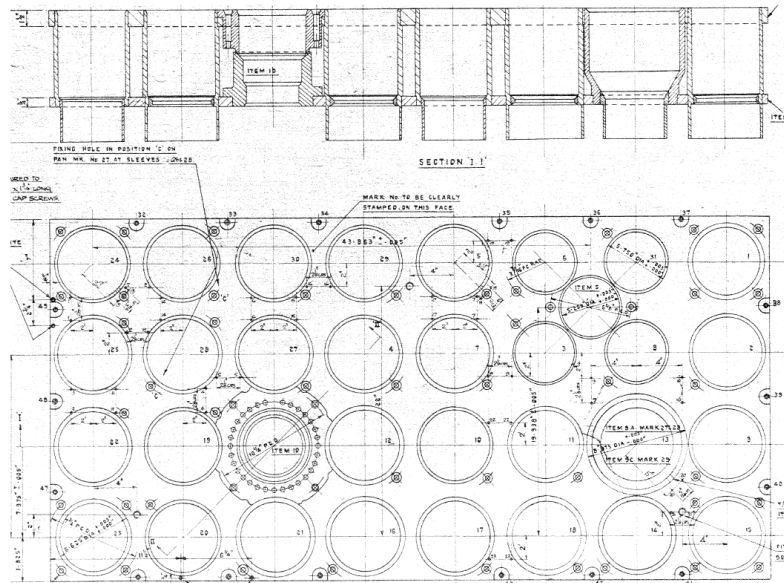


Figura 33 – Semi piastra 4X8 [Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

Le piastre di carico erano funzionali al posizionamento ed al sostegno dello scivolo di carico e dei tubi di guida delle barre di controllo, al collegamento delle tubazioni del sistema di rivelazione elementi danneggiati (BSD), al passaggio dei conduits delle termocoppie del gas in uscita come pure al corretto allineamento del combustibile. Sulle piastre di carico, che coprono solo la zona del moderatore, sono presenti gli innesti dei tubi guida delle barre di controllo, di sicurezza e settoriali (per un totale di 100, freccia rossa in Figura 34) e i fasci di tubi del sistema BSD (freccia verde in Figura 34) composti ognuno da 32 tubi posizionati circonferenzialmente intorno all'asse del rispettivo canale; i tubi convogliavano il gas campionato da ogni singolo canale alla sala conteggio in modo da poter rilevare eventuali danneggiamenti del rivestimento Magnox degli elementi di combustibile.



Figura 34 - [Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

Una spina di riferimento centrale assicura la disposizione dell'insieme 8x8 mentre il peso di questo è ripartito su quattro sistemi a rulli poggianti su piastre d'acciaio a loro volta insistenti su 2 colonne di mattoni. In tal modo il gruppo di 64 canali poteva dilatarsi e contrarre liberamente. Il sistema era stato progettato per assorbire le deformazioni differenziali causate dall'instabilità della grafite.

vi. Piastre di base

Le colonne di mattoni di grafite poggiano su piastre analoghe innestate sulla griglia portante principale. In ogni foro è innestato un componente di supporto detto lanterna (Figura 35) al cui interno, in una sede conica trovano alloggiamento il supporto del combustibile e il regolatore di portata (gag). Analoghi componenti erano stati previsti per i canali speciali (barre di controllo, campioni etc.) e i canali interstiziali.

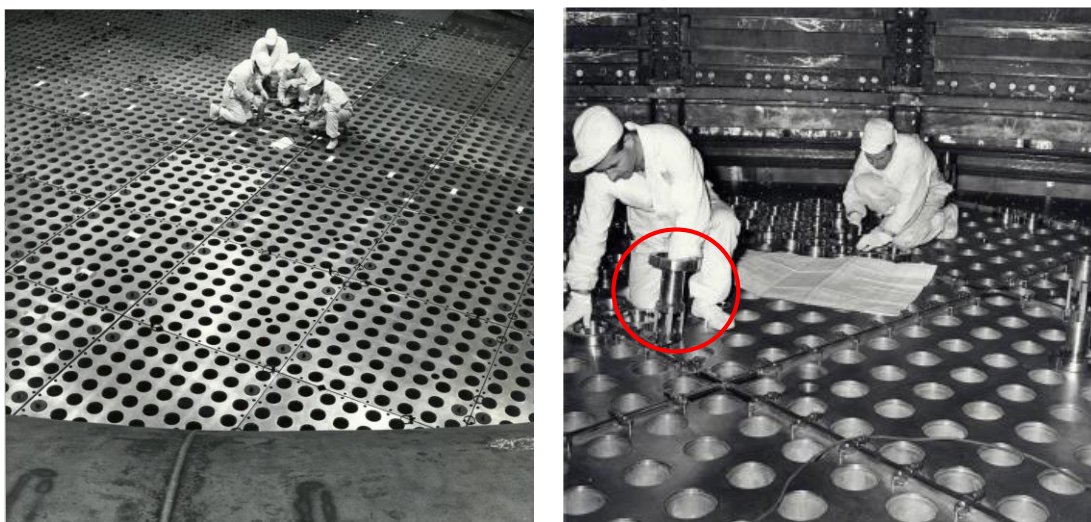


Figura 35 – Fase di montaggio della piastra di base in acciaio inox ed inserimento delle 'lanterne' [FONTE: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina]

Le lanterne sono state progettate per reggere il peso della rispettiva colonna di mattoni, degli elementi di combustibile in essa impilati e per resistere all'urto derivante dalla caduta accidentale della pinza di movimentazione del combustibile, insieme ad un elemento o ad un supporto, dalla massima altezza possibile (sommità della macchina da carico). A differenza delle piastre, realizzate in acciaio dolce e poi rettificate, le lanterne sono state realizzate in acciaio inox.

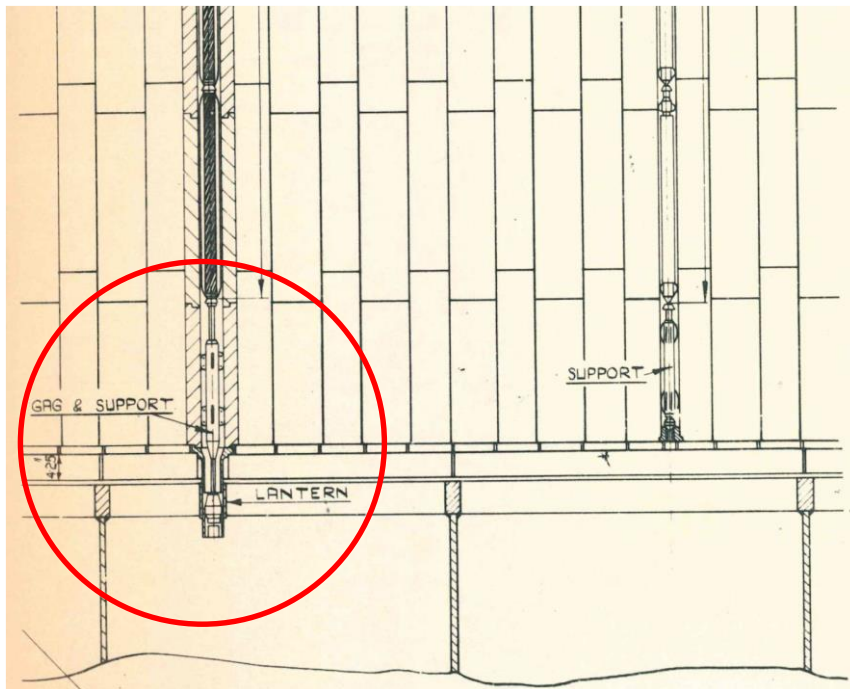


Figura 36 – [Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina]

La portata della CO_2 era regolata dai regolatori di portata (gag) in modo da mantenere temperature massime del rivestimento del combustibile in ogni canale molto vicine tra loro. La distribuzione delle portate del gas seguiva la distribuzione radiale del flusso.

3.1 Dati nucleari

Di seguito si riportano i principali dati nucleari del reattore - flusso, distribuzione di temperatura e tempi di funzionamento - utilizzati per le successive valutazioni sulle caratteristiche fisiche e meccaniche della grafite irraggiata (Capitolo 6) che non è stato possibile misurare direttamente.

La distribuzione assiale della temperatura della grafite nella regione a flusso appiattito è data in Figura 37.

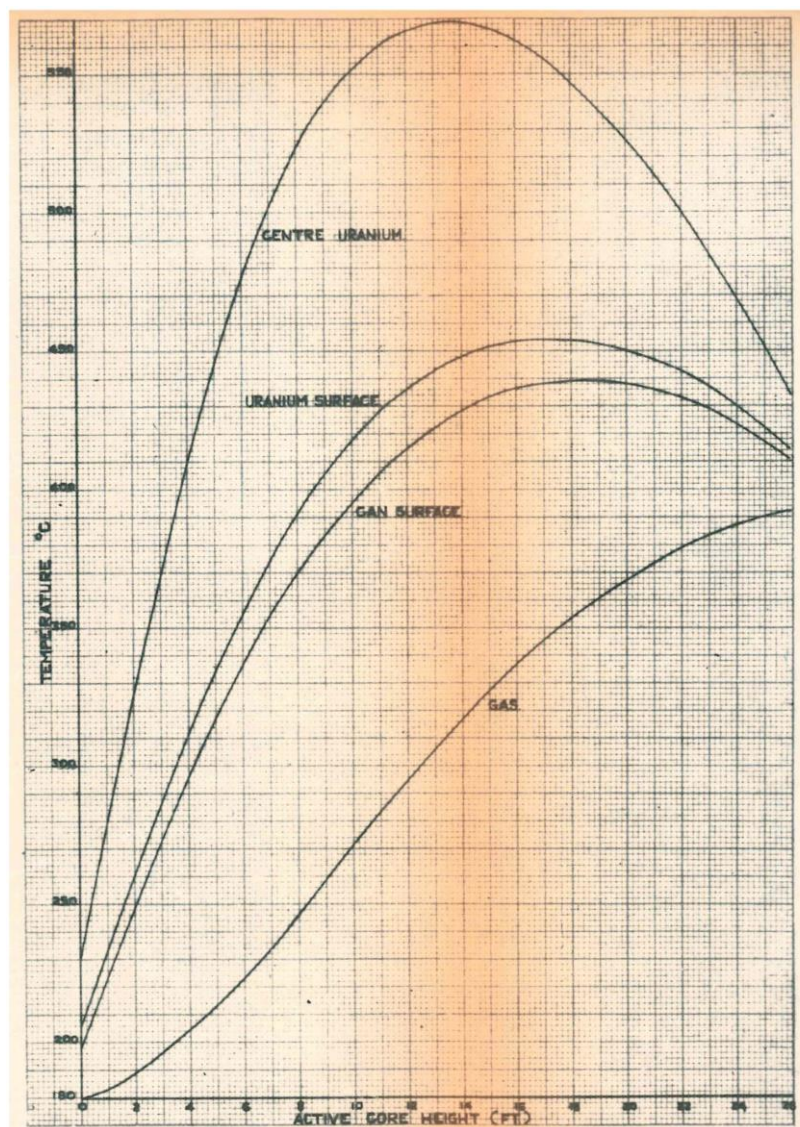


Figura 37 - [Rif.6].

Circa il 6% della potenza termica del reattore era prodotto dalla grafite ed era asportato dal gas che percorreva i canali. Poiché il calore prodotto in un canale di grafite seguiva la distribuzione assiale del flusso, la massima differenza di temperatura tra grafite e gas, pari a 40°C si verificava in corrispondenza del punto ove il flusso era massimo.

A causa delle portate più modeste di gas nelle zone periferiche del nocciolo, il punto in cui si verificava la massima temperatura del rivestimento tendeva a trovarsi più in basso nel

nocciolo. Perciò in ogni piano orizzontale, la temperatura della grafite aumentava (al massimo di circa 30° C) verso il bordo del nocciolo.

Lo scambio termico tra gas e grafite è l'elemento determinante per la distribuzione della temperatura della grafite, dato che la conduzione termica lungo l'asse di ciascuna pila di mattoni è trascurabile. La Figura 38 mostra l'andamento della temperatura dei blocchi di grafite con la quota misurata a partire dalla base della pila.

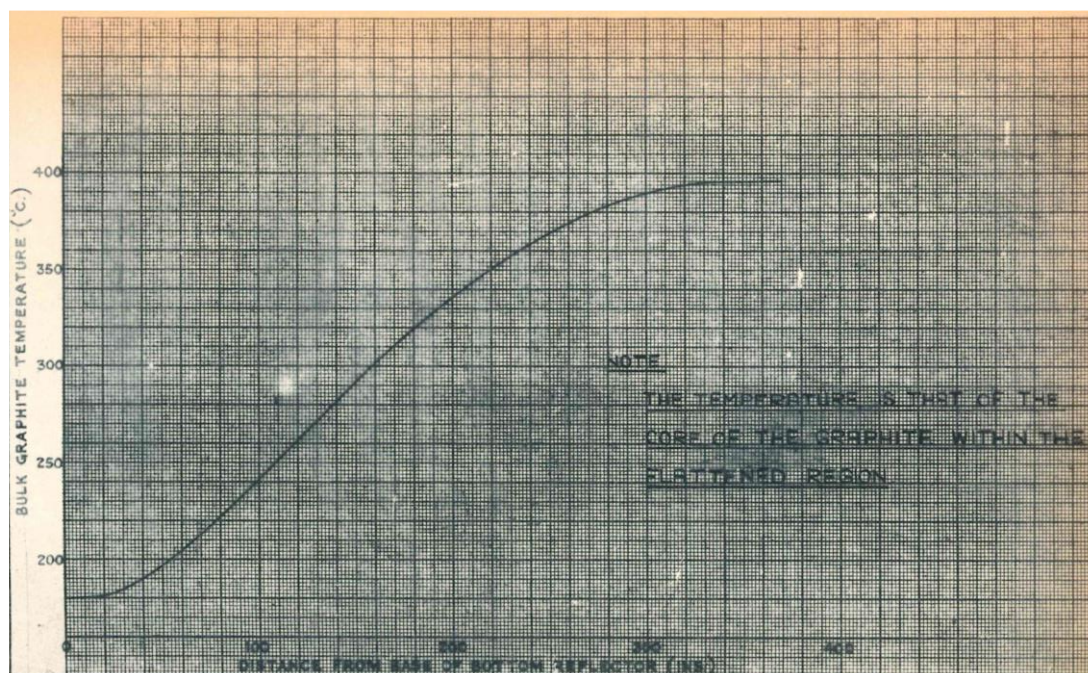


Figura 38 - [Rif.6].

Il flusso massimo al centro del core era pari a $4,62 \times 10^{13} \text{ n}/(\text{cm}^2 \text{ s})$ così ripartito:

Tabella 5 – Ripartizione del flusso neutronico

Energia dei neutroni E_n [MeV]	$\times 10^{13} \text{ n}/(\text{cm}^2 \text{ s})$
Termico $10^{-11} < E_n < 0,53 \times 10^{-6}$	2,85
Epitermico $0,53 \times 10^{-6} < E_n < 10^{-1}$	1,43
Veloce $10^{-1} < E_n < 20$	0,34

Tabella 6 – Utilizzazione del reattore

Reactor fuel burnup - tasso medio di bruciamento		2600	MWd/t
Max fuel burnup - tasso massimo di bruciamento		4000	MWd/t

Vita operativa (Figura 41)	totale	23	anni
	Tempo di funzionamento effettivo	250	mesi
	Totale fermate (programmate e straordinarie)	31	mesi
Effective Load factor (*)		0,552	
EFPD - Effective Full Power Day		4197,5	day
tempo effettivo di irraggiamento		5607,9	day
Flusso totale massimo al centro del reattore		4,62E+13	n/(cm ² s)
Flusso dovuto a neutroni veloci ($E_n > 100$ keV)		3,40E+12	n/(cm ² s)
Fluenza totale (**)		1,68E+22	n/cm ²
Fluenza totale da neutroni veloci		1,23E+21	n/cm ²
(*) media sui fattori di carico dei vari periodi di funzionamento pesata rispetto ai mesi di funzionamento (**) dose da neutroni ricevuta dalla grafite (***) dose da neutroni veloci ricevuta dalla grafite (si veda successivo Capitolo 5)			

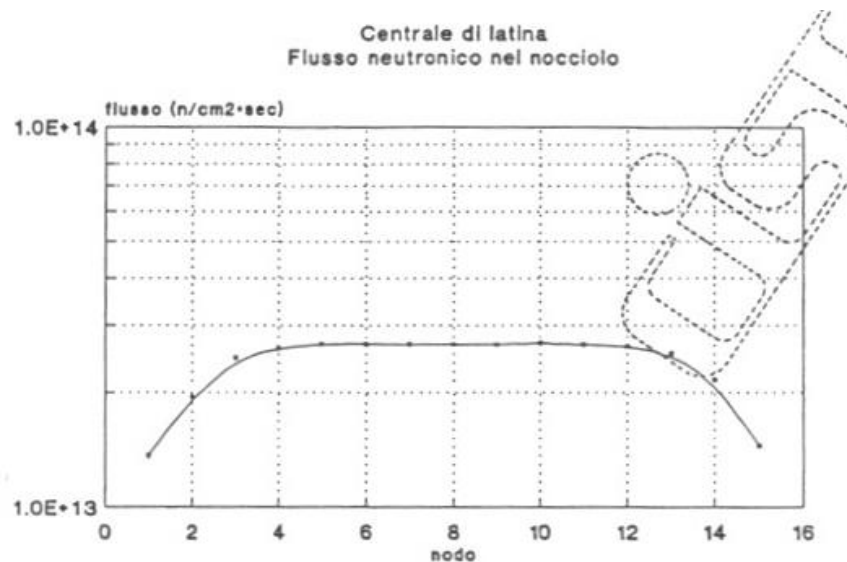


Figura 39 – Flusso neutronico radiale [Rif.7].

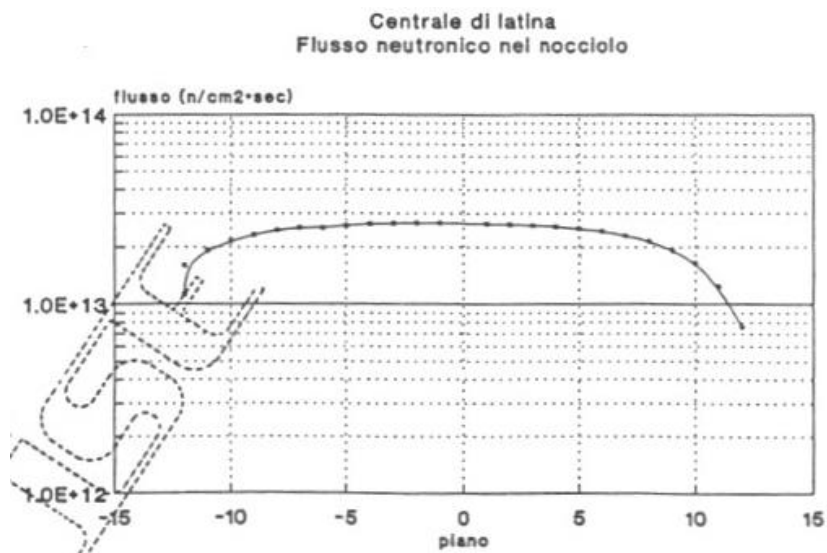


Figura 40 – Flusso neutronico assiale [Rif.7].

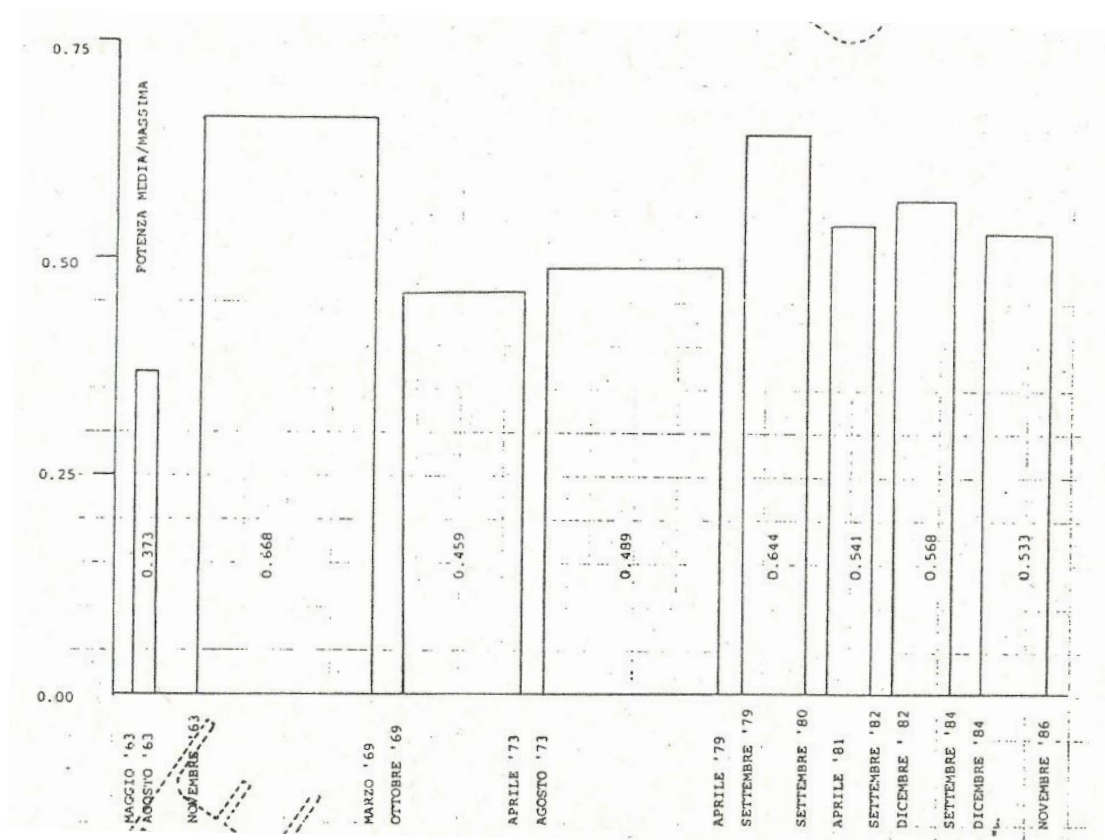


Figura 41 – Diagramma di funzionamento del reattore [Rif.7].

3.2 Lo stato attuale dell'Edificio Reattore

L'impianto è mantenuto in sicurezza in accordo alle Prescrizioni per l'esercizio del 20 settembre 1990 allegate al decreto di licenza di esercizio in vigore (Decreto M.I.C.A. n. VII-305 del 13 aprile 1991).

L'assetto dell'impianto è il seguente (Figura 42):

Reattore: sono ancora presenti all'interno del reattore le barre di controllo di sicurezza e settoriali, le sorgenti neutroniche, gli elementi assorbitori, i campioni di grafite e i campioni di acciaio.

Circuito primario: le condotte della CO₂ sono state rimosse fino alle valvole principali i Generatori di vapore risultano così separati ed isolati.

Strumentazione nucleare: fuori servizio ma fisicamente in sede.

Il reattore ed il circuito primario sono mantenuti a pressione atmosferica con aria. La struttura è monitorata mediante la misura dei seguenti parametri ambientali:

- Temperatura (vessel, nocciolo, pareti schermo biologico)
- Umidità (ambiente interno al "vessel", ambiente interno all'intercapedine fra schermo termico e vessel).

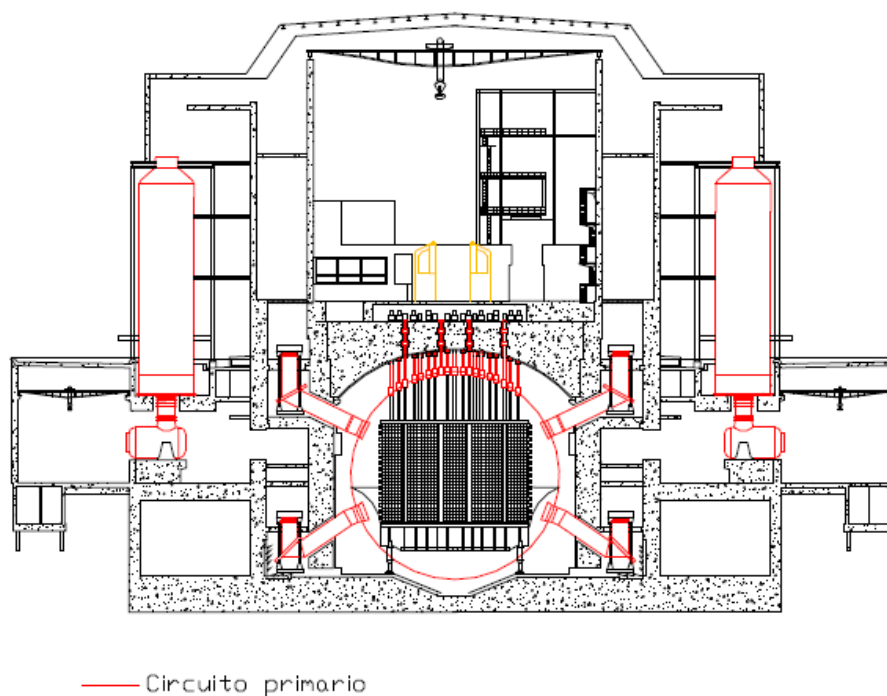


Figura 42 - [Fonte: Sogin].

4 LO SMANTELLAMENTO DI UN REATTORE DI POTENZA GAS

GRAFITE

4.1 Problematiche generali

Per meglio comprendere le particolari problematiche e le possibili strategie per lo smantellamento di un reattore Magnox occorre effettuare un confronto con lo stato dell'arte, attualmente rappresentato dalle strategie seguite o in corso di definizione per gli impianti con reattori PWR o BWR. Negli impianti di questo tipo (fatta eccezione per le unità bollenti con contenimento del tipo Mark I della General Electric o da esso derivate) si può procedere allo smantellamento del reattore, fino alla segmentazione del vessel e dei suoi internals, sfruttando completamente la protezione, intesa come capacità di contenimento e confinamento, offerta dall'edificio reattore. A tale importante vantaggio si aggiungono i seguenti aspetti:

- l'edificio reattore non necessita di particolari interventi invasivi, soprattutto al livello strutturale, che ne possano pregiudicare la capacità di confinamento, sia statico che dinamico
- la movimentazione dei grandi componenti (pompe, pressurizzatore, GdV, vessel, valvole e tubazioni, elementi della piscina del combustibile, etc.) è possibile in quanto l'edificio reattore è già predisposto a tale scopo con SAS per grandi componenti e mezzi di sollevamento e di handling, progettati ad hoc ed utilizzati per il normale esercizio; generalmente, tali apparecchi sono già idonei (o facilmente aggiornabili) a svolgere le operazioni previste per le attività di smantellamento
- Sono possibili diversi approcci che includono il ricorso ad una serie di tecnologie già allo stato dell'arte sia per la segmentazioni dei componenti che per la movimentazione e il condizionamento di parti attivate e/o contaminate o la decontaminazione in sito. E' possibile lavorare sotto battente d'acqua, sia direttamente nel vessel, sia sfruttando la piscina del combustibile opportunamente ricondizionata.
- la definizione della waste route risulta semplificata e gli stessi rifiuti a più alta attività, costituiti essenzialmente dagli internals del reattore, possono essere gestiti secondo procedure ormai codificate e standardizzate (ad esempio, i contenitori contenenti le parti segmentate a più alta attività degli internals del reattore, vengono gestiti con la medesima procedura adottata per il combustibile irraggiato durante l'esercizio).

L'enorme vantaggio dei reattori PWR e BWR è dunque l'accesso diretto all'interno del vessel e le dimensioni relativamente ridotte del reattore e del nocciolo, nell'ordine di 5x4,5m (diametro x altezza) che ovviamente comportano la gestione di un quantitativo relativamente limitato di materiali ILW o HLW. Gran parte degli aspetti vantaggiosi sopra elencati non sono applicabili al caso dei reattori Magnox per una serie di problematiche che riguardano essenzialmente:

- [illegible]

47

- una possibile modalità di accesso al reattore sarebbe attraverso le condotte di uscita del refrigerante, poste ad una quota prossima alla piastra di carico (si veda precedente Figura 24); malgrado non ci siano esperienze internazionali al riguardo, quest' approccio non sarebbe del tutto avulso in quanto, già in fase di costruzione del reattore, le condotte di uscita del refrigerante sono state utilizzate per il trasferimento di materiali e quindi idonee a sopportare carichi significativi, Figura 44.
- Grandi volumi di materiali radioattivi (grafite) la cui modalità di gestione è tuttora oggetto di studio.



Figura 44 – Trasferimento di materiali attraverso la condotta di uscita della CO₂ durante la costruzione del reattore di Latina: la foto si riferisce alla fase di montaggio delle piastre di rinforzo della coibentazione interna del vessel [Fonte: Sogin, Archivio storico Centrale di latina].

I problemi relativi alla rimozione dello schermo biologico e alla gestione delle parti metalliche attivate, anche se con particolari accorgimenti, sono in linea di principio risolvibili applicando le tecnologie oggi a disposizione opportunamente adattate a lavorare su una scala più grande. La gestione della grafite irraggiata rappresenta invece una questione aperta per via delle incertezze sui possibili metodi di trattamento, tuttora oggetto di studi, di condizionamento e smaltimento finale, per i quali si rimanda al successivo §5.3.2.. In questo capitolo si vuole focalizzare l'attenzione sulle strategie di smantellamento attualmente previste a livello internazionale.

4.2 Esperienze internazionali

4.2.1 Strategie

Ad oggi, la strategia seguita per i reattori gas grafite è un approccio noto come 'smantellamento differito' che può essere conseguito attraverso 2 modalità:

- i. lo smantellamento dell'edificio e del reattore inizia dopo un periodo di 30-40 anni dal momento di avvio del decommissioning (corrispondente, propriamente, alla condizione di impianto spento, disconnesso dalla rete e privato del combustibile)
- ii. il cosiddetto 'entombment' che consiste nella trasformazione dell'ER in un deposito temporaneo per almeno 80 anni [24], [39], [40] in cui resterebbero stoccati i materiali a più alta attività, ovvero le parti metalliche attivate e la grafite del reattore; questo approccio comporta profonde modifiche all'ER attraverso:
 - la rimozione di tutti gli impianti e i sistemi non più necessari, condotte del refrigerante, GdV, macchina di carico-scarico del combustibile, apparecchi di movimentazione, impianti di servizio e ausiliari etc.
 - la rimozione delle parti strutturali, laddove possibile, che servivano da supporto per i componenti di cui al punto precedente e rinforzo strutturale per adeguare sismicamente l'edificio
 - la riduzione della quota della copertura dell'edificio, laddove possibile; è necessario sottolineare che tale operazione è legata solo ed esclusivamente a questioni di impatto paesaggistico e non ha alcuna ricaduta funzionale sulla sicurezza dell'edificio (caso unico dei reattori britannici di Trawsfynydd, Galles)
 - sigillatura della reactor pit eccetto per i canali destinati alla strumentazione di monitoraggio.

Prima di qualsiasi operazione più o meno invasiva che coinvolga l'edificio reattore, entrambi gli approcci prevedono la progressiva demolizione di alcuni edifici convenzionali dell'impianto (turbine, ausiliari, opere di presa etc.), il rilascio e la demolizione di tutti gli edifici in zona controllata ad eccezione ovviamente dell'Edificio Reattore.

Lo smantellamento del Reattore e degli internals implica lo stoccaggio e la gestione in depositi temporanei di rifiuti a bassa, media attività, principalmente grafite irraggiata (ILW) e acciai (in particolare acciaio inox), questi ultimi classificabili per lo più in LLW ed ILW, tranne nel caso di specifici componenti di internals, che potenzialmente potrebbero rientrare nella categoria HLW. Tra i possibili HLW vanno menzionati componenti quali barre di controllo, assorbitori, sorgenti neutroniche ed altre attrezzature attivate durante l'esercizio; si tratta per lo più items di dimensioni ridotte (se paragonati ai cosiddetti 'large components'), la cui messa in sicurezza in specifici contenitori non comporta particolari problemi tecnologici se non quelli dettati dalle norme radioprotezionistiche: l'ammontare di questi items, nel caso di un reattore Magnox, è meno dell'1% della massa complessiva del reattore.

Ai fini dello smantellamento sono dunque necessari depositi di interim storage da realizzarsi presso il sito ovvero presso il Deposito Unico Nazionale, in attesa che si renda disponibile un deposito geologico o un deposito a profondità intermedia in cui smaltire definitivamente gli HLW e gli ILW che non rispettano i requisiti di smaltimento in strutture di superficie o a piccola profondità. Per avere un'idea delle quantità e della tipologia dei rifiuti radioattivi derivanti dallo smantellamento di un reattore gas grafite di I Gen si riportano la Tabella 7 e la Figura 45, indicanti rispettivamente l'attività complessiva all'interno di un reattore Magnox, privo del combustibile e l'andamento del rateo di dose in funzione della quota all'interno del reattore: i dati di si riferiscono a calcoli di attivazione neutronica, [Rif.7], e misure effettuate presso la Centrale Nucleare di Latina, in corrispondenza di un canale adiacente al canale centrale; i valori sono in linea o in alcuni casi leggermente più bassi rispetto a reattori

omologhi ([22], [23], [56] e [57]) probabilmente in quanto il tempo di funzionamento del reattore ed il tempo complessivo di permanenza del combustibile irraggiato è stato inferiore rispetto a quello di altre unità simili. Le zone a maggiore attività sono quelle corrispondenti alle zone con maggiore presenza di acciaio ed in particolare i picchi sono localizzati in corrispondenza dei componenti realizzati in acciaio inox (massiccia produzione di ^{60}Co), corrispondenti alle piastre di base, in particolare alle 'lanterne' (si veda precedente §3.4.5), ai supporti del combustibile e alla piastra di carico ('charge pan', si veda precedente §3.4.5) in cui passano i tubi in acciaio inox dei canali strumentati e del sistema di rilevazione gas. Occorre inoltre tenere presente che le misure sono state effettuate con assorbitori, barre di controllo e sorgenti neutroniche ancora in sede all'interno del reattore.

Tabella 7 - (Dati tratti e rielaborati dall'istanza di disattivazione della Centrale Nucleare di Latina) e [Rif.7]

Localizzazione	Sottosistema/componente	Materiale	Massa [t]	Attività [Bq]	Attività specifica [Bq/g]	Categoria	
						DM 7/8/2015	ENEA GT 26
Materiali localizzati nella cavità del reattore (reactor pit), fuori dal vessel	Stand pipes	acciaio al carbonio	192,5	3,64E+11	1,89E+03	LLW	2
	Tappi di carico	acciaio al carbonio	195,2	5,98E+11	3,06E+03	LLW	2
	Colonne di supporto	acciaio al carbonio	109,7	2,43E+09	2,22E+01	LLW	2
	Condotte CO ₂ ingresso reattore	acciaio al carbonio	81,4	1,86E+10	2,29E+02	LLW	2
	Coibentazioni cond. ingresso	misto	4,9	4,32E+10	8,82E+03		2
	Condotte CO ₂ uscita reattore	acciaio al carbonio	76,3	4,28E+10	5,61E+02	LLW	2
	Reattore						
	Coibentazioni cond. uscita	misto	8,1	7,21E+10	8,90E+03	LLW	2
	Condotta detriti	acciaio al carbonio	4,7	5,34E+08	1,14E+02	LLW	2
	Penetrazioni passaggi termocoppie	acciaio al carbonio	9,2	1,72E+10	1,87E+03	LLW	2
	Altre coibentazioni	misto	1	1,02E+10	1,02E+04	LLW	2
	Schermo termico reactor pit	misto	218,6	4,20E+09	1,92E+01	LLW	2
	Vessel	acciaio al carbonio	999,8	8,77E+12	8,77E+03	LLW	2
Internals	Coibentazione interna	misto	6,1	5,41E+10	8,87E+03	LLW	2
	Barre di controllo	misto	18	2,65E+14	1,47E+07	ILW	3
	Griglia portante (Diagrid)	acciaio al carbonio	130,4	1,75E+11	1,34E+03	LLW	3
	Deflettore	acciaio al carbonio	48,3	2,24E+12	4,64E+04	ILW	3
	Gabbia strutturale	acciaio al carbonio	84,7	8,85E+12	1,04E+05	ILW	3
	Piastra di carico (inclusi i tubi del BSD)	acciaio e acciaio inox	67,1	5,13E+12	7,65E+04	ILW	3
	Piastra di supporto incluse le lanterne	acciaio inox	95,7	7,86E+12	8,21E+04	ILW	3
	Supporti colonne combustibile	acciaio inox	102,2	3,14E+14	3,07E+06	ILW	3
	Moderatore e riflettore	grafite	2016,8	1,88E+14	9,32E+04	ILW	3

Si riportano, per un rapido confronto, i dati (aggregati) relativi all'attività specifica degli internals metallici di 3 reattori ad acqua pressurizzata degli impianti di Chooz (Francia), Stade (Germania) e Rowe (USA). Tutti e 3 i reattori sono stati smantellati con successo e le procedure e le tecnologie di taglio, handling e gestione dei rifiuti radioattivi adottate costituiscono attualmente lo standard di riferimento. Per le parti metalliche attivate, acciaio al carbonio (body) e acciaio inox (plating o liner) i radionuclidi di riferimento ai fini della classificazione del rifiuto radioattivo sono il ^{60}Co , ^{59}Ni e ^{63}Ni .

Tabella 8 – Attività specifica da ^{60}Co misurata nel vessel del reattore PWR di Stade prima della segmentazione, [81].

Assembly group		specific Co-60 activity [Bq/g]
Reactor Pressure Vessel		
RPV- flange		
	base	9,9E2 – 4,38E3
	body	
	plating	2,02E3 – 9,12E3
RPV core		
	base	1,43E5 – 2,09E5
	body	
	plating	4,74E5 – 6,15E5
RPV calotte (bottom)		
	base	4,96E1 – 1,36E2
	body	
	plating	1,21E1 – 1,19E2
contamination, Bq/cm ²		1,22E2
RPV-flood container		1,37E5
RPV-insulation (liner)		2,2E5

Tabella 9 – Attività specifica complessiva degli internals del reattore PWR francese di Chooz confrontata con quella del reattore PWR statunitense della centrale Yankee Rowe, [80], [79]; entrambe le unità sono state smantellate.

Component	Chooz-A			Rowe		
	Kg	Bq/g	Sv/hr	Kg	Bq/g	Sv/hr
Control Rod Guide Tubes	5980	4.30E+06	Unk	3134	4.51E+05	0.008
Upper Core (Support) Plate	1000	2.30E+07	0.032	2944	1.92E+08	42.063
Upper Core Support Shell (Barrel)	6700	1.00E+06	Unk	4296	2.55E+06	0.093
Lower Core Support Barrel				5425	2.86E+07	1.943
Control Rods	4540	1.20E+08	0.046	3735	6.42E+08	12.615
Followers	9711	2.46E+08	Unk	1179	2.34E+08	4.603
Thermal Shield				17910	3.66E+07	30.733
Core Barrel				4756	4.03E+08	114.704
Lower Core (Support) Plate	1200	2.25E+08	0.2	2751	3.92E+08	130.857
Support (Shroud) Tubes	3450	2.30E+07	Unk	1465	1.91E+06	1.17

Tabella 10 - Attività specifica (1999) complessiva degli internals del reattore VVER-440 (Unità 1) della Centrale nucleare ex DDR di Greifswald, di concezione ex sovietica [87]

Component	Maximum activity		Average activity	
	Sum (Bq/g)	^{60}Co (Bq/g)	Sum (Bq/g)	^{60}Co (Bq/g)
CB core basket with facetted ring	2.1 E+09	6.7 E+08	2.0 E+09	6.4 E+08
CB core basket with cylinder	2.4 E+09	7.5 E+08	1.2 E+09	3.7 E+08
CB core basket with bottom plate	9.8 E+08	3.0 E+08	3.4 E+08	1.0 E+08
RPV core area with basic metal	3.0 E+07	2.3 E+06	1.0 E+07	7.7 E+05
RPV core area with plating (unit 3 and 4)	6.6 E+07	2.2 E+07	6.5 E+07	2.1 E+07
RC core area	5.5 E+08	1.8 E+08	2.5 E+08	8.5 E+07
RC cavity bottom with upper pipe unit	3.5 E+06	1.2 E+06	1.5 E+06	5.0 E+05
RC cavity bottom with pipe unit	3.7 E+05	1.2 E+05	7.8 E+04	2.5 E+04
PTU protecting tube unit with bottom plate	5.8 E+08	1.9 E+08	2.2 E+08	7.0 E+07
PTU protecting tube unit with pipe unit	1.7 E+07	5.4 E+06	2.7 E+06	9.0 E+05

Confrontando le attività specifiche di componenti 'affini', riportate nelle precedenti tabelle si evince che nel caso del reattore Magnox l'attività specifica delle parti metalliche attivate, internals e vessel è, a seconda dei casi, da 1 a 3 ordini di grandezza più bassa pertanto si può concludere che lo smantellamento del reattore Magnox, almeno per quanto riguarda l'ammontare delle parti metalliche che sono così distribuite:

- ~1000 t vessel
- ~ 530 t internals
- ~670 t parti metalliche esterne al reattore ma localizzate nella reactor pit

non richiede lo sviluppo di nuove tecnologie ma può essere conseguito:

- adottando su una scala più grande le stesse tecnologie di taglio e di handling utilizzate e consolidate dalle varie esperienze internazionali di cui sopra
- organizzando la logistica dei materiali tenendo conto dei maggiori volumi da movimentare.

Chiaramente un discorso a se meritano il recupero e la gestione della grafite irraggiata per i quali si rimanda ai capitoli successivi.

Estimated Radiological Inventory for Latina core graphite (main nuclides) - reference date: 01/01/2010 -:	
H-3	$1.57 \cdot 10^5$ Bq/g (70%)
C-14	$7.45 \cdot 10^4$ Bq/g (28%)
Co-60	$8.73 \cdot 10^2$ Bq/g (0.3%)
Eu-154	$2.01 \cdot 10^2$ Bq/g (0.1%)
Cl-36	$2.00 \cdot 10^2$ Bq/g (0.1%)
TOTAL ACTIVITY: $\sim 3.7 \cdot 10^{14}$ Bq	

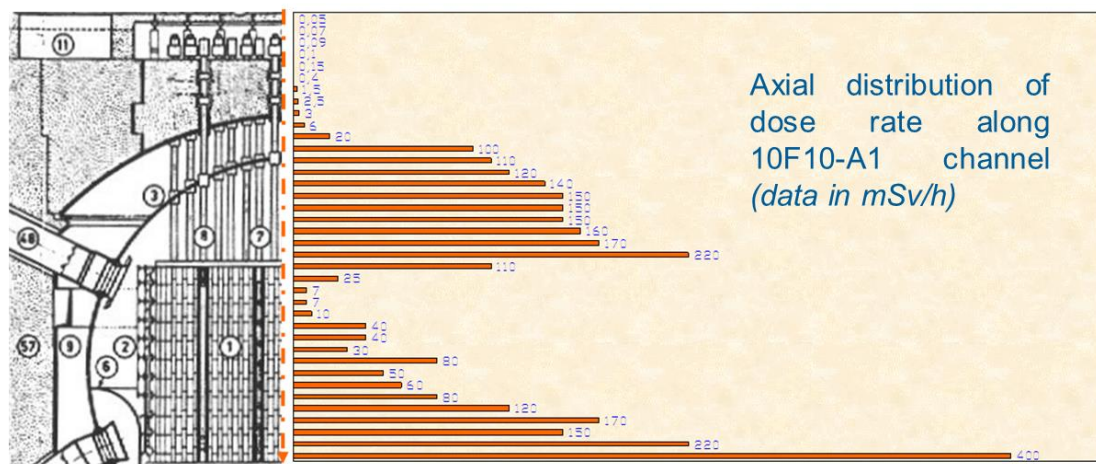


Figura 45 - [93] e Sogin.

L'approccio di tipo entombment, seguito dal Regno Unito e dalla Spagna e in corso di valutazione in Italia, Francia e Giappone, consentirebbe un risparmio nella realizzazione dei depositi temporanei con i seguenti vantaggi:

- lo schermo biologico, opportunamente adeguato, è in grado di isolare dalla biosfera i radionuclidi presenti nel reattore per almeno 100 anni
- La durata del periodo di entombment consentirebbe di operare in futuro su materiali con un'attività ridotta (in particolare si ridurrebbe significativamente la dose da ^{60}Co ,

$T_{1/2}=5,27$ anni) e il problema della gestione di materiali con isotopi a lunga vita riguarderebbe la sola grafite irraggiata.

Per contro, la soluzione dell'entombment posticiperebbe di molti decenni il rilascio definitivo del sito privo di vincoli radiologici. Inoltre esporrebbe i materiali del reattore, in particolare gli elementi strutturali come le colonne di sostegno esterne ed il vessel (in misura minore la griglia di base e la gabbia di contenimento della pila di grafite) ad inevitabili fenomeni di corrosione, che per quanto possano essere limitati mediante azioni contenitive (controllo ambientale dell'aria presente nel reattore e nell'intercapedine sfera-reactor pit), potrebbero nel lungo periodo portare ad un indebolimento della struttura del reattore, esponendola al rischio di danneggiamento, ad esempio in seguito ad eventi sismici. Ciò non avrebbe comunque implicazioni dal punto di vista della sicurezza della popolazione, in quanto lo schermo biologico dopo l'upgrade continuerebbe a svolgere la sua funzione di contenimento ma un collasso o un indebolimento strutturale del reattore complicherebbe non poco le operazioni di recupero al termine del periodo di entombment, trasferendo di fatto il problema alle generazioni future.

L'evoluzione della resistenza dei materiali costituenti il reattore nel lungo periodo ed in seguito ad eventi sismici è tutt'ora oggetto di studio a livello nazionale ed internazionale ed esula dagli scopi di questo lavoro. In questa sede ci si limita ad osservare che:

- gli interventi di preparazione e consolidamento dell'edificio, per renderlo idoneo alla funzione di 'deposito di se stesso', risultano comunque fattibili per quanto impegnativi e costosi
- tali interventi resterebbero comunque limitati alle opere civili escludendo il reattore: le uniche parti che potrebbero essere in qualche misura consolidate sono le condotte del refrigerante e gli stand pipes
- infatti, a valle delle verifiche delle condizioni delle strutture del reattore stesso, vi è l'impossibilità oggettiva di attuare interventi di adeguamento direttamente sui materiali del reattore per via dell'impossibilità di un accesso diretto (inteso come idoneo all'introduzione di materiali e apparecchiature necessarie agli interventi).

E' infine necessario tenere in considerazione un altro aspetto: i reattori GGCR di I Gen attualmente esistenti hanno mediamente più di 50 anni e, considerando i periodi di safestore dopo lo shut down, sono stati in esercizio in media per 40 anni. Ciò significa che la struttura del reattore potrebbe già essere 'invecchiata' ed indebolita sia per cause legate al normale esercizio e sia per il prolungato periodo di safestore di alcuni impianti; ciò si ripercuote in varie forme sulle modalità di rimozione della grafite, in particolare sulla scelta della strategia da adottare.

4.2.2 Esperienze di smantellamento

Al momento nessun reattore Magnox è stato smantellato, l'unica esperienza significativa è rappresentata dal caso del reattore WAGR - Windscale Advanced Gas- Cooled Reactor - nel Regno Unito, di proprietà della UKAEA che ne ha curato anche il successivo smantellamento completato nel 2015. Il WAGR era di fatto un reattore prototipo della filiera AGR, rimasto in servizio dal 1963 al 1981 e capace di fornire una potenza di 33 MWe. Il progetto di decommissioning del WAGR è servito da progetto pilota per dimostrare la fattibilità dello smantellamento completo di un reattore GGCR di potenza e per sviluppare tecniche e procedure di taglio e di handling dei materiali. Le analogie con i reattori Magnox sono:

- l'architettura interna, con nocciolo cilindrico composto da colonne di mattoni di grafite con canale assiale, poggiante su una griglia portante e circondato da un riflettore in grafite: grafite di tipo PGA
- accesso all' interno del vessel mediante gli stand pipes (Figura 46 a)).

Le differenze sostanziali, in particolare rispetto al reattore di Latina, riguardano invece:

- l'accesso diretto all'esterno del vessel dal pile cap (Figura 46 b))
- le dimensioni ridotte del WAGR
- il vessel cilindrico sospeso e non poggiante su colonne
- sistema di vincolo relativo dei blocchi di grafite: non sono presenti chiavette radiali (Figura 46 c))
- assenza della gabbia strutturale della pila di grafite.

In particolare è stata dimostrata la validità dell'approccio 'dall'alto' ovvero accedendo al reattore mediante dispositivi a controllo remoto installati sul piano governo reattore (Figura 47 e Figura 48).

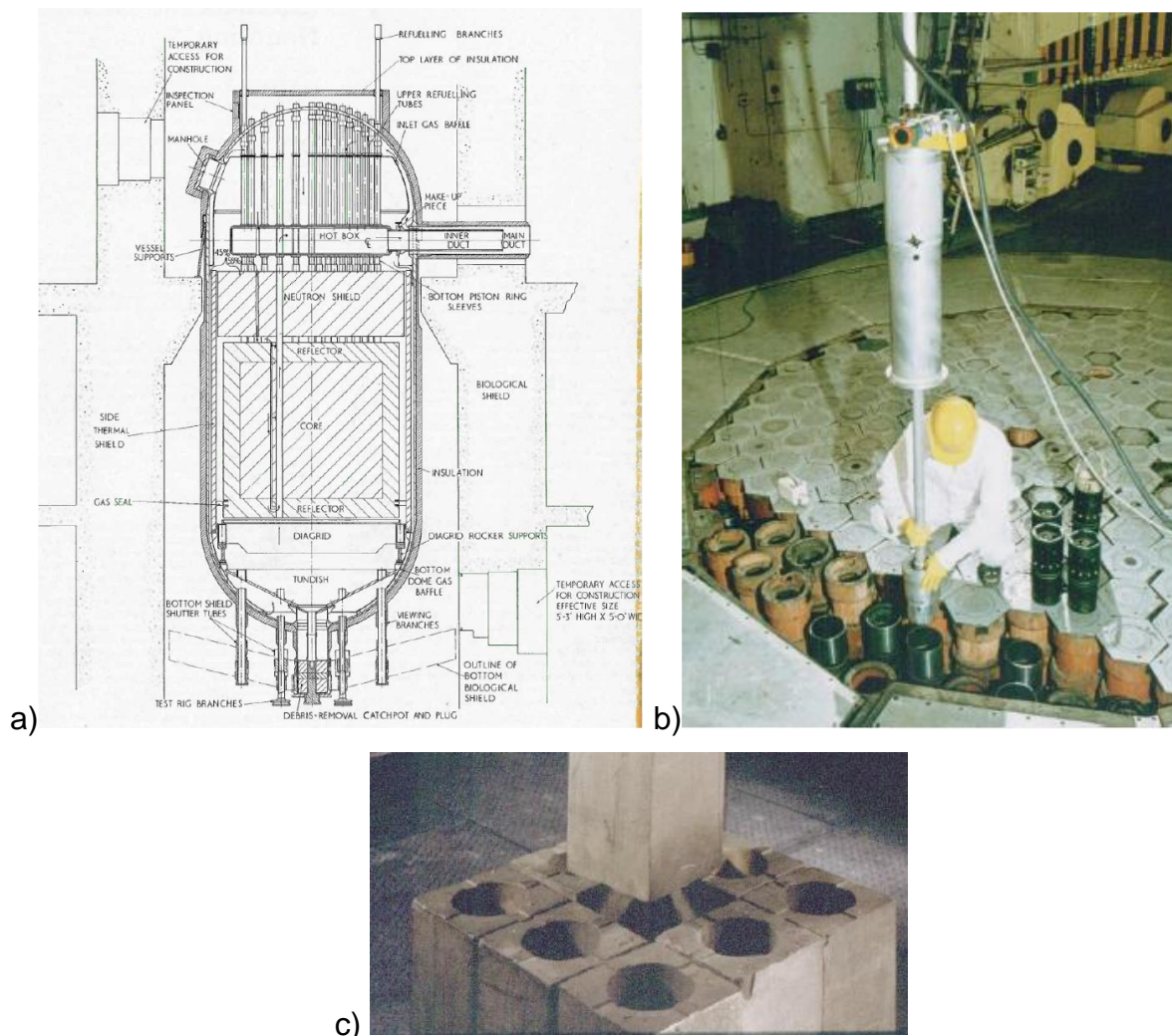
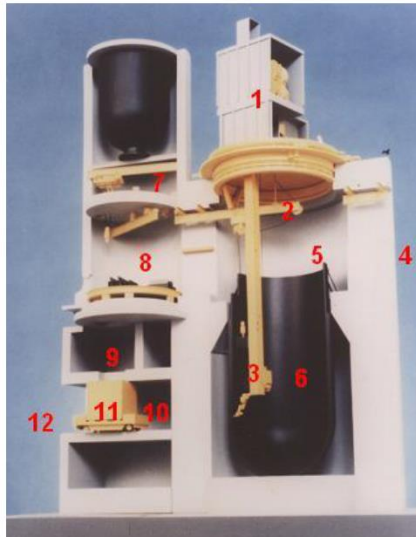


Figura 46 - [82]



Key:

- 1 RDM Upper Module
- 2 Slew Beam & 3te Hoist
- 3 Manipulator Platform & Mast
- 4 Maintenance Cell and to Lower Enclosure
- 5 Reactor Vault
- 6 Reactor Core & Pressure Vessel
- 7 8te Hoist
- 8 Sentencing Cell
- 9 Upper Loading Cell
- 10 Lower Loading Cell
- 11 WAGR Box
- 12 Grout & Concrete Filling Cell

Figura 47 - [83]

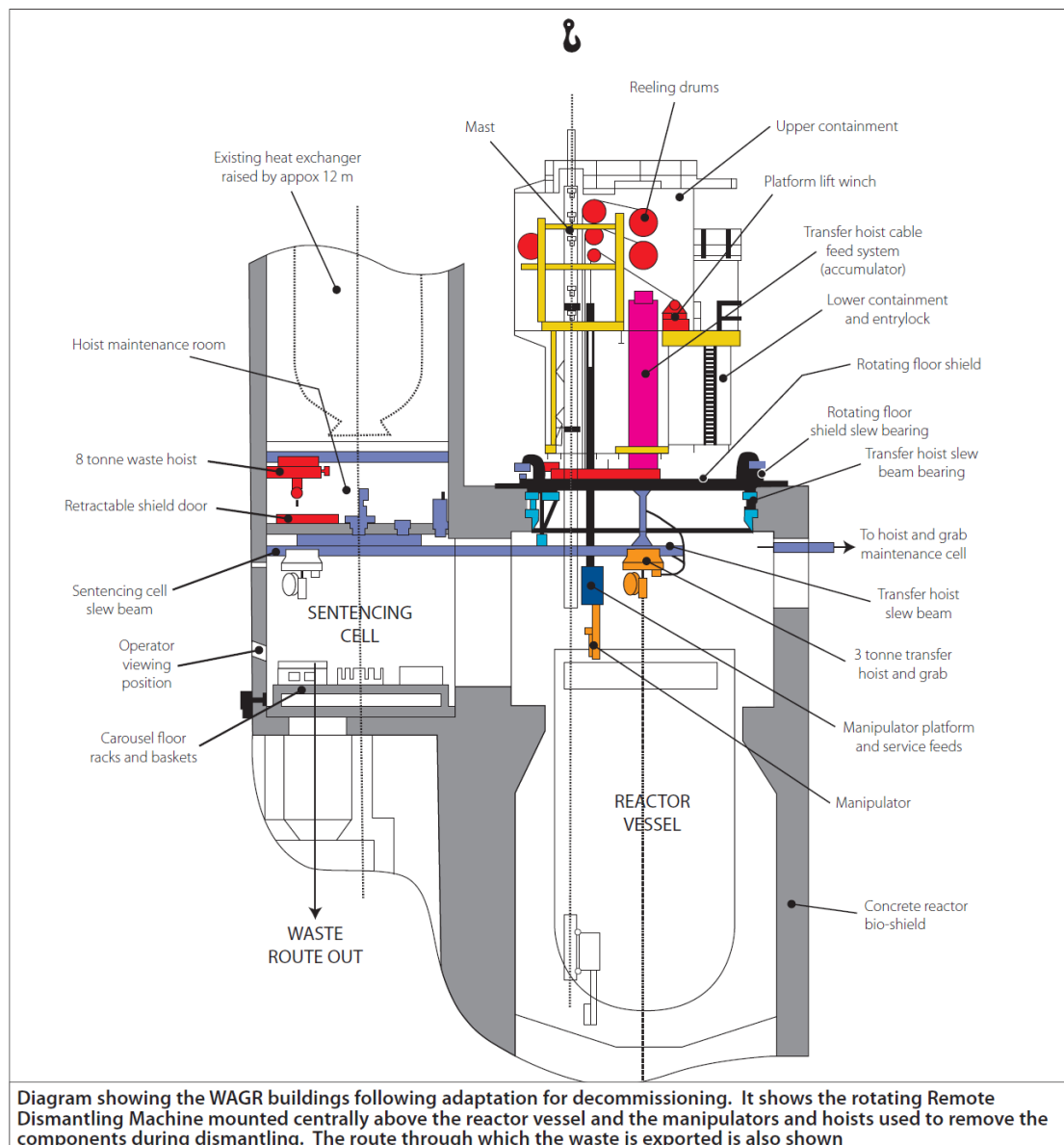


Figura 48 - [84]

Per quanto concerne invece lo smantellamento integrale dell'edificio e del reattore, si segnalano gli studi proposti per il reattore Magnox di Tokai in Giappone e lo studio preliminare proposto dalla britannica BNFL.

Per quanto riguarda il reattore di Tokai, il riferimento è costituito dallo studio preliminare commissionato dalla Japan Atomic Power Company e dalla Fuji Electric Co. Ltd negli anni '90, basato sulla sequenza di smantellamento riportata in Figura 49: è da notare l'approccio dall'alto mutuato dal progetto del WAGR (la pubblicazione è successiva di qualche anno all'inizio dello smantellamento del WAGR, ndr.), da cui viene ripresa la soluzione della piattaforma multifunzione (rif. precedenti Figura 47 e Figura 48) montata sulla penetrazione nello schermo biologico, realizzata asportando una parte del pile cap (Figura 52). La piattaforma sostiene gli apparecchi di sollevamento telescopici e le guide verticali cui sono collegati i vari tool di taglio e di handling, a loro volta montati su bracci estensibili ed articolati che consentono di raggiungere qualsiasi punto della sezione orizzontale del reattore (Figura 51). Il prelievo della grafite avverrebbe per blocchi interi, mattone per mattone o per gruppi di mattoni, tuttavia nella pubblicazione [2], in cui viene descritto questo metodo non viene specificata la modalità di aggancio dei blocchi. Si precisa che i mattoni di grafite del reattore di Tokai hanno forma e dimensioni (Figura 139) molto diverse dai blocchi del reattore di Latina.

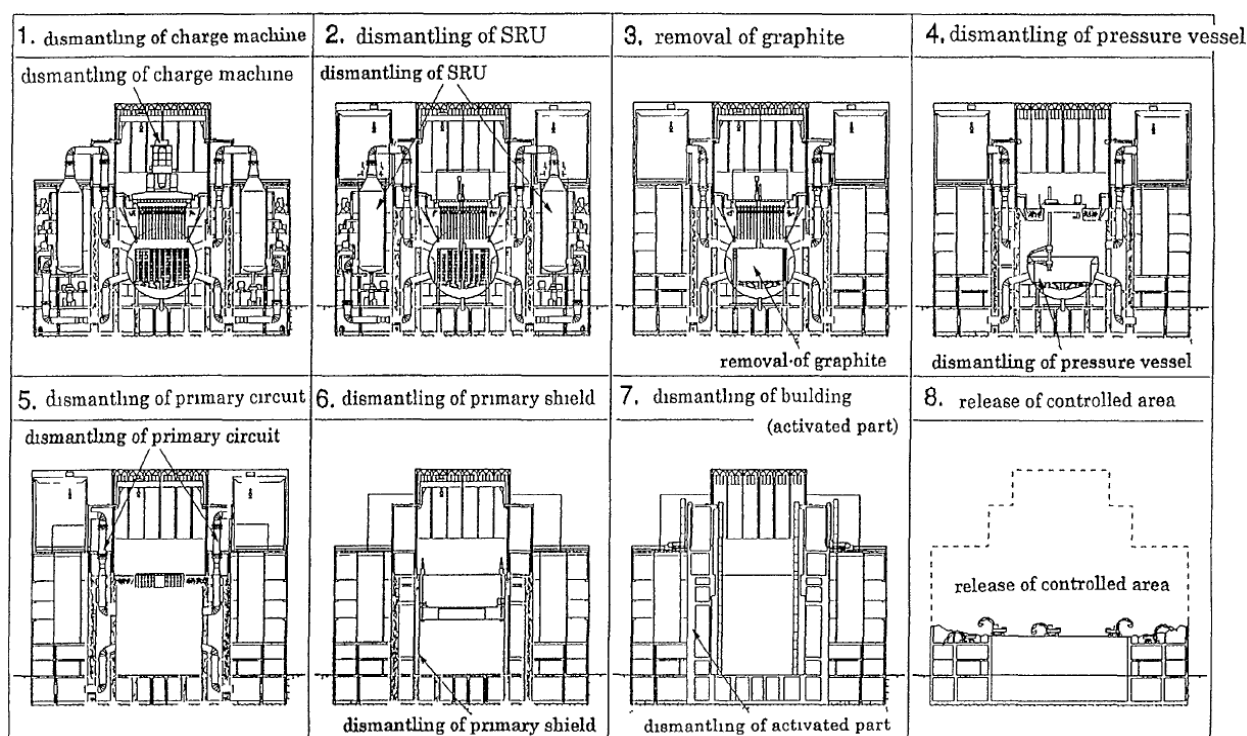


Figura 49 - Possibile sequenza di smantellamento del reattore (GCR Magnox di I generazione) e dell'edificio reattore dell'impianto di Tokai in Giappone [2].

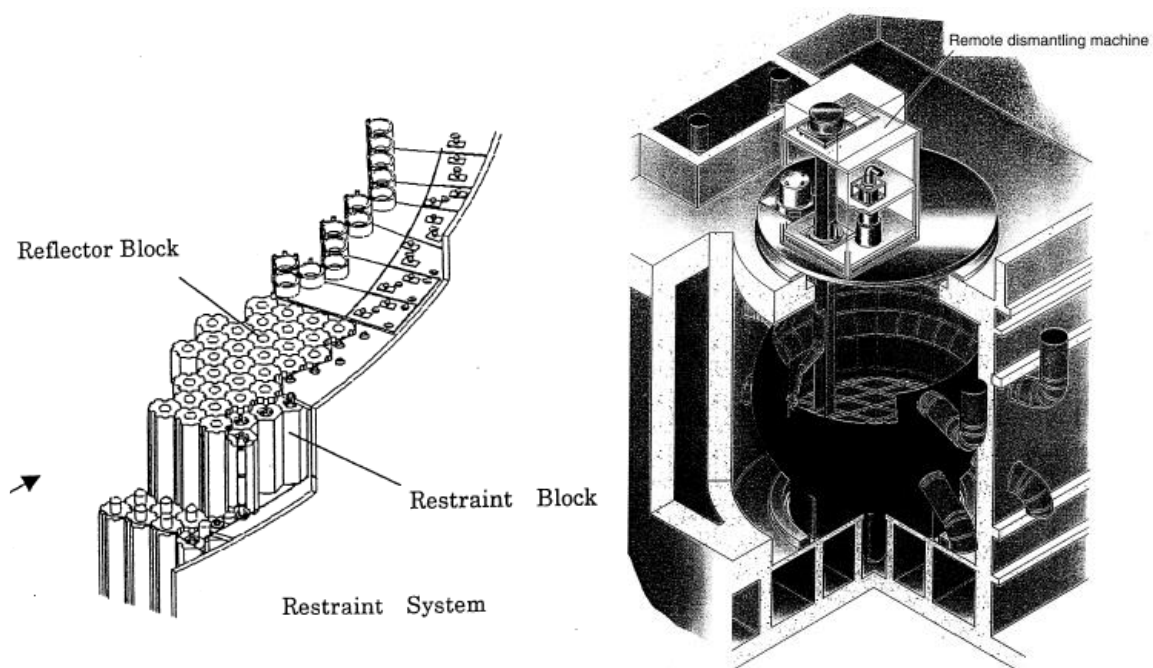


Figura 50 – [2].

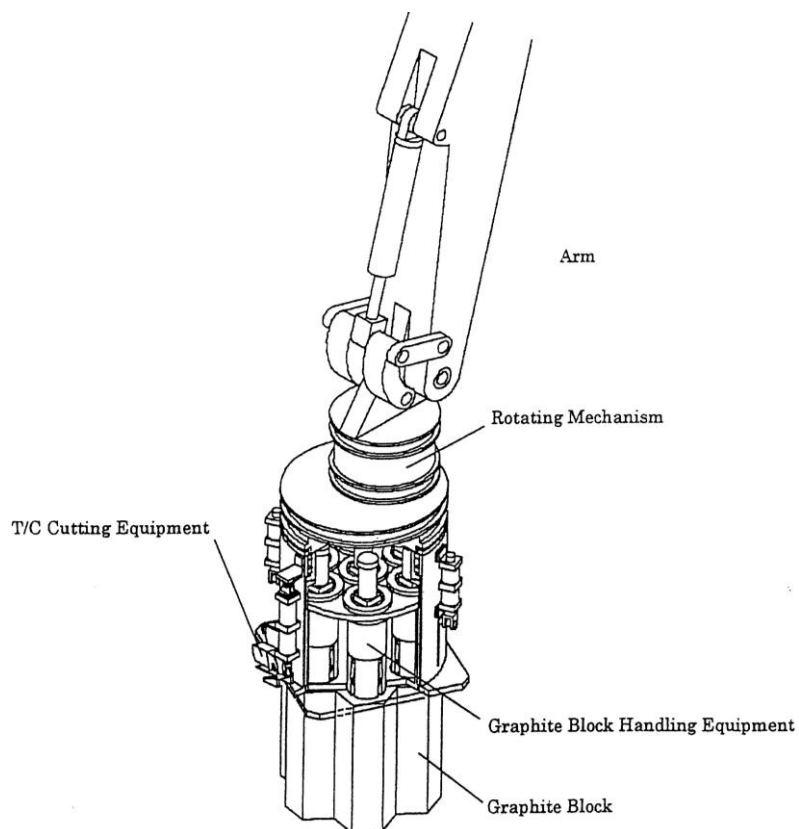


Figura 51 – [2].

Lo studio condotto dalla britannica BNFL-British Nuclear Fuels Limited, oggi Magnox Ltd, era concettualmente simile ma faceva uso principalmente di robot da demolizione filoguidati calati sul nocciolo attraverso un accesso di dimensioni più piccole realizzato al centro del pile cap Figura 52.

Il concept design della BNFL è sostanzialmente basato sulla seguente sequenza di operazioni:

- a. La rimozione delle barre di controllo e dei canali della strumentazione
- b. Realizzazione di un varco attraverso lo schermo biologico in calcestruzzo previo taglio degli stand pipes
- c. La realizzazione di un varco nel vessel
- d. L'introduzione di un robot filoguidato da demolizione equipaggiato con un tool specifico (da ingegnerizzare) per il taglio, il bloccaggio e la movimentazione di lamiere curve
- e. Introduzione di uno speciale contenitore per l'allontanamento delle parti segmentate.

Fermo restando che tutte le operazioni che compongono tale sequenza dovranno essere eseguite da remoto, essa pone una serie di problematiche di non facile soluzione, in particolare i robot e le altre attrezzature opererebbero dal piano superiore della pila di blocchi di grafite, sarebbe quindi importante verificare preventivamente che la struttura del reattore sia in grado di sopportare le sollecitazioni statiche e dinamiche.

Nel successivo paragrafo §4.3 verrà proposta una possibile sequenza di smantellamento per il reattore di Latina, mentre nel Capitolo 7 verranno analizzati i possibili carichi agenti sui blocchi di grafite in fase di estrazione.

4.2.3 Modalità di rimozione della grafite

La rimozione della grafite può essere effettuata essenzialmente attraverso 2 modalità:

- Prelievo dei blocchi interi
- Frammentazione dei blocchi mediante fresatura e recupero dei debris.

Entrambi gli approcci sono stati provati per i blocchi di grafite di reattori da ricerca per i quali, in molti casi, i livelli di attivazione/contaminazione dei mattoni erano tali da consentire il prelievo manuale o con l'operatore in prossimità dei manufatti; per le modalità di rimozione della grafite e i livelli di attivazione si rimanda a [62], in cui si riportano i 'case study' dei reattori da ricerca britannici BEPO e GLEEP. Per completezza si evidenzia l'esistenza di studi volti a trattare termochimicamente la grafite già all'interno del reattore. Tali studi tuttavia sono su scala di laboratorio ad un livello TRL 2 e ben lontani dal poter essere applicati su scala industriale.

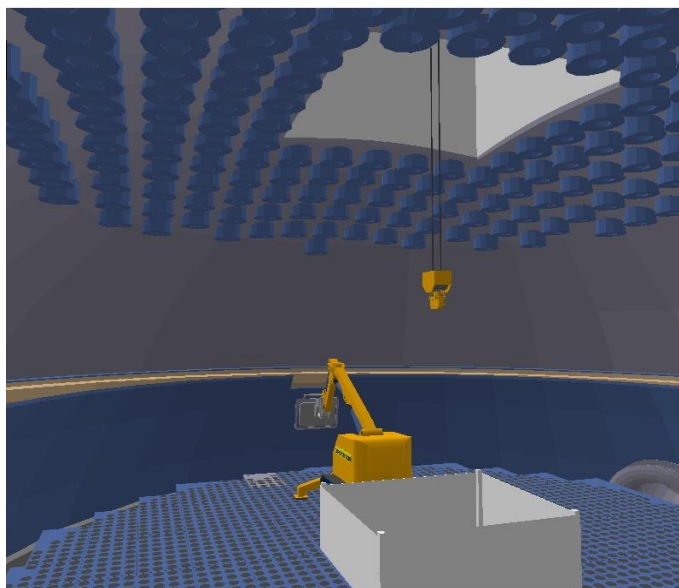


Figura 52 - Segmentazione del vessel di un reattore tipo Magnox mediante robot da demolizione appositamente attrezzato (FONTE: BNFL).



Figura 53 – Fresa per scarifica [fonte: <http://www.brokk.com>].

La fresatura dei blocchi eviterebbe molte problematiche e verifiche supplementari ma implicherebbe la produzione di importanti quantitativi di rifiuti radioattivi secondari, complicando nel contempo la logistica di trasferimento del materiale rimosso: il trasporto di un blocco intero è sicuramente più facile da implementare, in un approccio dall'alto (top down), rispetto alla movimentazione di sfridi e polveri. La questione poi diventa oltremodo strategica se le operazioni verrebbero svolte 'a secco', in tal caso occorrerebbe installare un sofisticato e distribuito sistema di captazione delle polveri e un idoneo sistema di ventilazione per il confinamento dinamico degli ambienti. Le polveri si accumulerebbero nei filtri aumentandone la frequenza di sostituzione, ciò si tradurrebbe in un aumento della produzione di rifiuti secondari, rappresentati, ad esempio, dai filtri stessi. L'approccio 'a secco' è stato utilizzato nel caso del reattore WAGR, che come detto sopra è l'unica esperienza di riferimento di un impianto con architettura affine; l'alternativa sarebbe rappresentata da uno smontaggio della pila di grafie e degli internals metallici sotto battente d'acqua seguendo sempre un approccio di tipo top down. Le operazioni ad umido, pratica comune e universalmente utilizzata per smantellare gli internals dei reattori PWR e BWR

([77], [78], [79], [80], [81], [85]), risolverebbero tutta una serie di problemi, tra cui di maggior rilievo si segnalano:

- incremento della sicurezza degli operatori
- abbattimento delle polveri
- azzeramento del rischio di incendio/esplosione (tra l'altro già molto basso, [60], [61])
- utilizzo di tecnologie di taglio subacqueo allo stato dell'arte
- semplificazione del sistema di confinamento dinamico (ventilazione).

Il vessel è stato già allagato in fase di costruzione, nel corso della prova idraulica per la verifica di tenuta ma prima che venisse assemblata la pila di grafite, Figura 54. Per poter applicare questo metodo quindi occorrerebbe verificare dapprima la compatibilità dei carichi. L'allagamento della reactor pit non è invece perseguibile in quanto occorrerebbe verificare le tenute delle penetrazioni dello schermo biologico e procedere probabilmente al loro revamping.



Figura 54 – [fonte: Sogin, Archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].

Inoltre sarebbe necessario introdurre un sofisticato sistema di trattamento dell'acqua per l'eliminazione delle scorie di taglio, di grafite e dei radionuclidi che vi si disperderebbero. I quantitativi d'acqua da trattare sarebbero nell'ordine di $1500\div2000\text{ m}^3$ e probabilmente implicherebbero anche modifiche sostanziali agli impianti esistenti in centrale (ad esempio, radwaste, impianto idrico etc.).

Si è deciso quindi di investigare le varie modalità di smantellamento del reattore e della pila di grafite ipotizzando di adottare un approccio a secco. La Figura 55 mette a confronto i metodo di prelievo per blocchi interi e di frantumazione della grafite per fresatura sintetizzandone vantaggi e svantaggi. E' anche possibile ipotizzare un metodo 'ibrido' che

preveda il prelievo dei blocchi interi effettuato dal braccio articolato del robot filoguidato (ROV) attrezzato con un apposito tool e poggiante sulla pila di grafite.

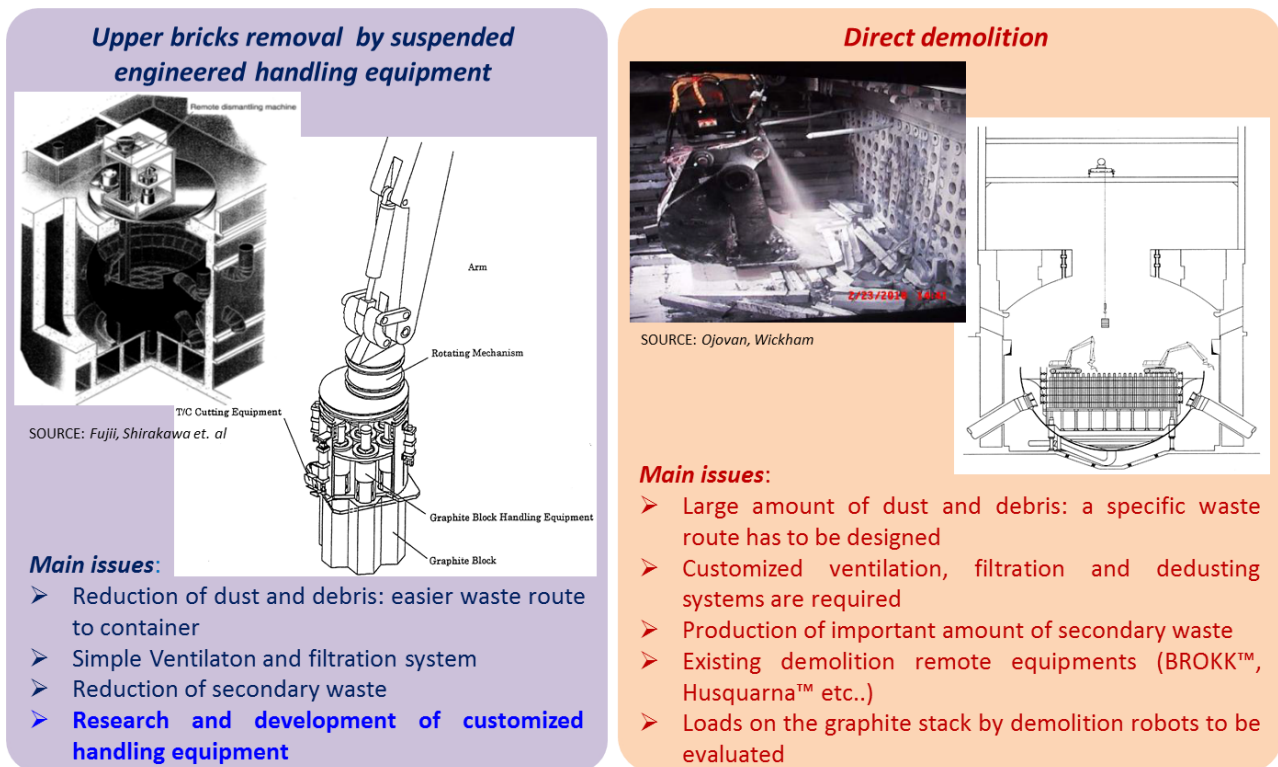


Figura 55 - [93]

Il diagramma a blocchi di Figura 56, sintetizza i punti principali della road map dello smantellamento del reattore e dell'ER.

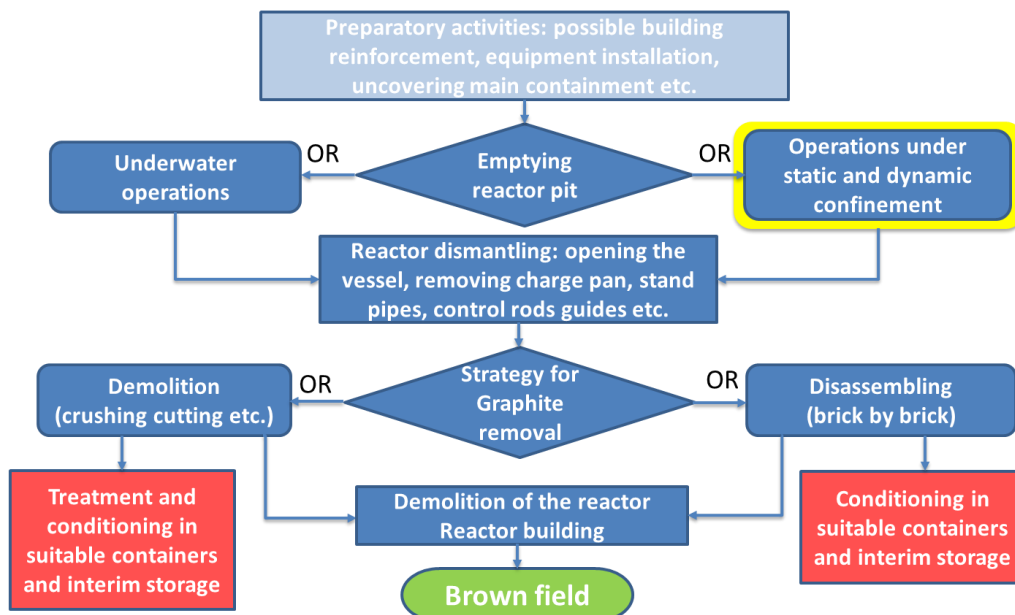


Figura 56 – [94]

4.3 Procedura ipotizzata per lo smantellamento del reattore

In base ai risultati delle esperienze e degli studi preliminari internazionali, descritti nei precedenti paragrafi, tenendo inoltre conto delle specifiche problematiche dell'impianto di Latina, preso a riferimento, si è elaborata una possibile sequenza di smantellamento per il reattore; alcuni punti saranno solo descritti sommariamente in quanto, essendo troppo specialistici, esulano dagli scopi di questa ricerca, verranno invece descritti più in dettaglio, in questo paragrafo e nei successivi capitoli tutte le attività direttamente collegate alla rimozione della grafite o propedeutiche ad essa. Non verranno descritte le attività di adeguamento impiantistico (apparecchi di sollevamento, movimentazione di uso generale, HVAC, confinamento statico etc.) e civile delle aree anche quando queste comportino il recupero di materiali attivati/contaminati fuori dal reattore (es. svuotamento dei pozzi cimitero). Le macro fasi dello smantellamento sono di seguito riassunte:

- i. Determinazione della waste route ed allestimento delle aree di trasferimento, segmentazione e packaging dei rifiuti (WMF), inclusi le aree di sosta temporanea
- ii. Smantellamento del secondary floor
- iii. Rimozione dei componenti lunghi
- iv. Taglio degli stand pipe
- v. Realizzazione del varco di accesso alla reactor pit
- vi. Realizzazione del varco sul cielo del vessel
- vii. Smantellamento della calotta del vessel insistente sulla pila di grafite
- viii. Rimozione delle piastre di carico
- ix. Rimozione della grafite e delle porzioni di gabbia strutturale e di vessel adiacenti allo strato di blocchi
- x. Rimozione delle lanterne, delle piastre di carico
- xi. Taglio della piastra di base e della calotta inferiore del vessel

Determinazione della waste route

La progettazione della waste route e l'individuazione delle tecniche di trattamento e condizionamento dei rifiuti, il layout della WMF, nonché la scelta dei contenitori per i manufatti finali è un'attività che esula dagli scopi di questo lavoro; per quanto concerne la grafite irraggiata informazioni circa le modalità di trattamento, condizionamento, possibile packaging e smaltimento sono riportate nel successivo §5.3; è necessario precisare che, dato l'elevato volume di materiali da gestire, le attività di smantellamento del Reattore dovrebbero essere avviate solo dopo la costruzione e l'inizio dell'esercizio del Deposito Nazionale ovvero dopo aver pianificato la rete logistica di trasferimento dei materiali al Deposito.

Smantellamento del secondary floor

L'intervento ha lo scopo di rendere accessibile la parte esterna dello schermo biologico, rendendola idonea per le successive operazioni attraverso la rimozione delle dalle schermanti, della relativa struttura di sostegno, degli azionamenti delle barre di controllo e di tutti i componenti rimovibili posti sotto il secondary floor, in modo da avere accesso libero ai tappi dei passanti di carico.

Rimozione dei componenti 'lunghi' e dei componenti presenti nei canali

L'attività riguarda i componenti di lunghezza rilevante (barre di controllo e tubi del BSD sporgenti dalle piastre di carico, si veda precedente Figura 34), attivati e contaminati, localizzati nei tubi di collegamento tra il vessel e la zona esterna dello schermo biologico (standpipes) e nei canali del nocciolo. La loro rimozione è necessaria per:

- Consentire l'accesso all'interno di tutti i tubi dei passanti di carico per le successive operazioni di taglio.
- Eliminare tutti i componenti 'emergenti' dalle piastre di carico.
- Svuotare completamente i canali del nocciolo rimuovendo gli assorbitori (componenti metallici utilizzati per appiattire il flusso neutronico), le sorgenti neutroniche, i supporti degli elementi di combustibile alla base dei canali e i materiali attivati per facilitare lo smantellamento del nocciolo.

Lo svuotamento del nocciolo e la rimozione dei componenti lunghi dovrebbero essere ultimati prima dell'inizio delle operazioni di apertura del varco nello schermo biologico, ciò al fine di rimuovere le sorgenti di dose più significative e facilitare le successive operazioni. Per la movimentazione e il taglio dei componenti dovrà essere progettata un'apposita apparecchiatura schermata, il cui layout sarà verosimilmente assimilabile a quello della pre-esistente macchina di carico scarico del combustibile. La macchina, poggiante su un proprio gantry o su quello della macchina di carico e scarico dovrebbe consentire l'estrazione, il contemporaneo taglio dei componenti lunghi ed il trasferimento degli 'spools' in appositi contenitori schermati. Gli stand pipe sono dotati appositi tappi a tenuta che possono essere annoverati tra i componenti 'lunghi' e pertanto verranno rimossi e segmentati con le medesime modalità degli standpipes.

Al fine di svincolare la cupola della reactor pit dalla calotta superiore del reattore è necessario procedere al taglio degli stand pipes. L'operazione avverrà mediante tool introdotti all'interno dei tubi a partire dal pile cap, con tecnologie e sistemi di taglio ampiamente consolidati come quello in Figura 57.

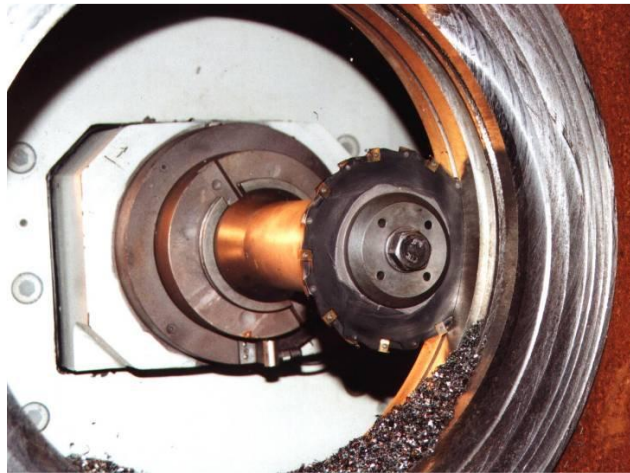


Figura 57 – Fresa per taglio circolare utilizzata per scollegare i tronconi delle condotte del circuito primario, attraversanti lo schermo biologico, dai bocchelli del vessel (fonte: https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/WTS-Networks/IDN/idnfiles/CuttingTechniqueWkp-Germany2011/EWN_Project_Overview__06__2011.pdf).

Il taglio andrebbe eseguito in corrispondenza del manicotto di collegamento con il vessel (Figura 58, dettaglio rosso). L'operazione consentirà di svincolare i tubi dal vessel ma non il loro prelievo che sarà contestuale al taglio della cupola della reactor pit.

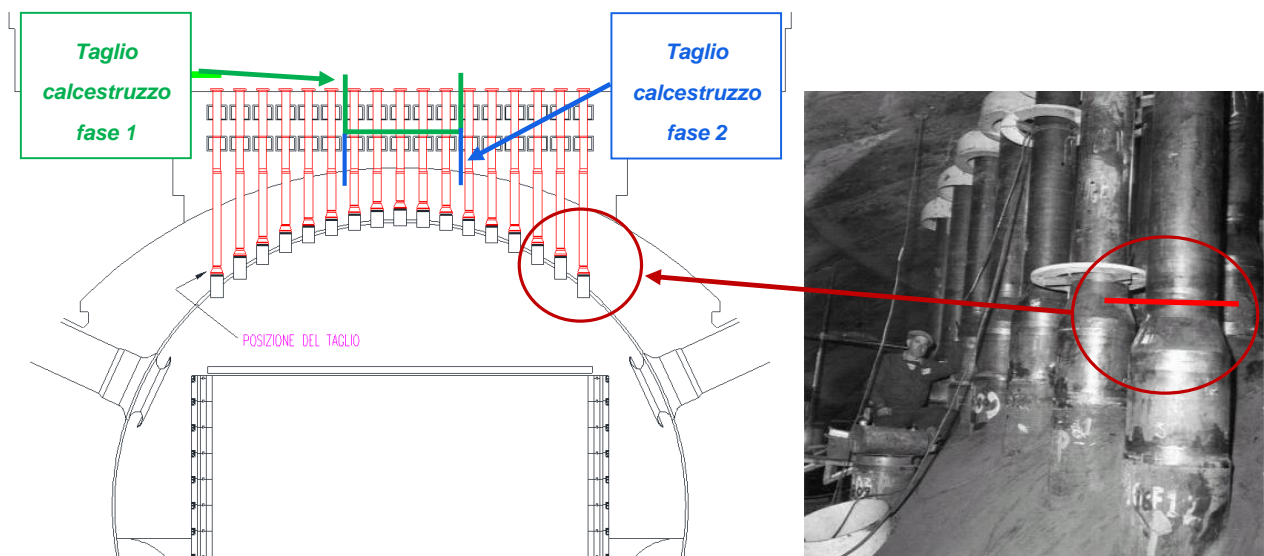


Figura 58

Realizzazione del varco di accesso alla reactor pit

L'accesso al vessel sarà realizzato con un'unica penetrazione attraverso lo schermo biologico, utilizzata per posizionare le attrezzature necessarie allo smantellamento e per portare fuori dalla reactor pit gli spools e i blocchi di grafite. La verifica della fattibilità della penetrazione in relazione alla solidità strutturale dello schermo biologico e gli eventuali interventi di consolidamento, esulano dagli scopi di questo studio. Attraverso questo varco passeranno sia le funi degli apparecchi di sollevamento che il mast telescopico per il prelievo

della grafite (blocchi e chiavette) e costituirà la via di prelievo dei rifiuti. L'eventuale ROV di demolizione verrà calato attraverso detta penetrazione. Non sarà necessario rimuovere l'interno pile cap ma soltanto una porzione mentre le penetrazioni già esistenti potranno comunque essere riutilizzate a supporto delle attività di smantellamento. Il varco sarà realizzato rimuovendo la parte centrale della cupola dello schermo biologico. La penetrazione dovrebbe essere realizzata in 2 fasi per consentire, nella prima, l'estrazione dei tronconi superiori di stand pipe annegati nel calcestruzzo (Figura 58 dettaglio verde) e nella seconda, la parte restante della cupola (Figura 58 dettaglio blu). Tra le 2 fasi verranno sfilati i tronconi inferiori degli stand pipes che ormai possono essere svincolati dal muff che ne impedisce anche la caduta. Dapprima sarà rimosso uno strato di calcestruzzo corrispondente ad un'area di almeno 6x6 m fino ad una profondità di almeno 1500 mm, sufficiente a raggiungere il primo manicotto (muff) dello stand pipe. La tecnologia maggiormente utilizzata per caso di questo tipo è il filo diamantato per taglio a secco, abbinato a carotatrici a testa diamantata (Figura 59) per la realizzazione di fori pilota ('blind bores', Figura 60).

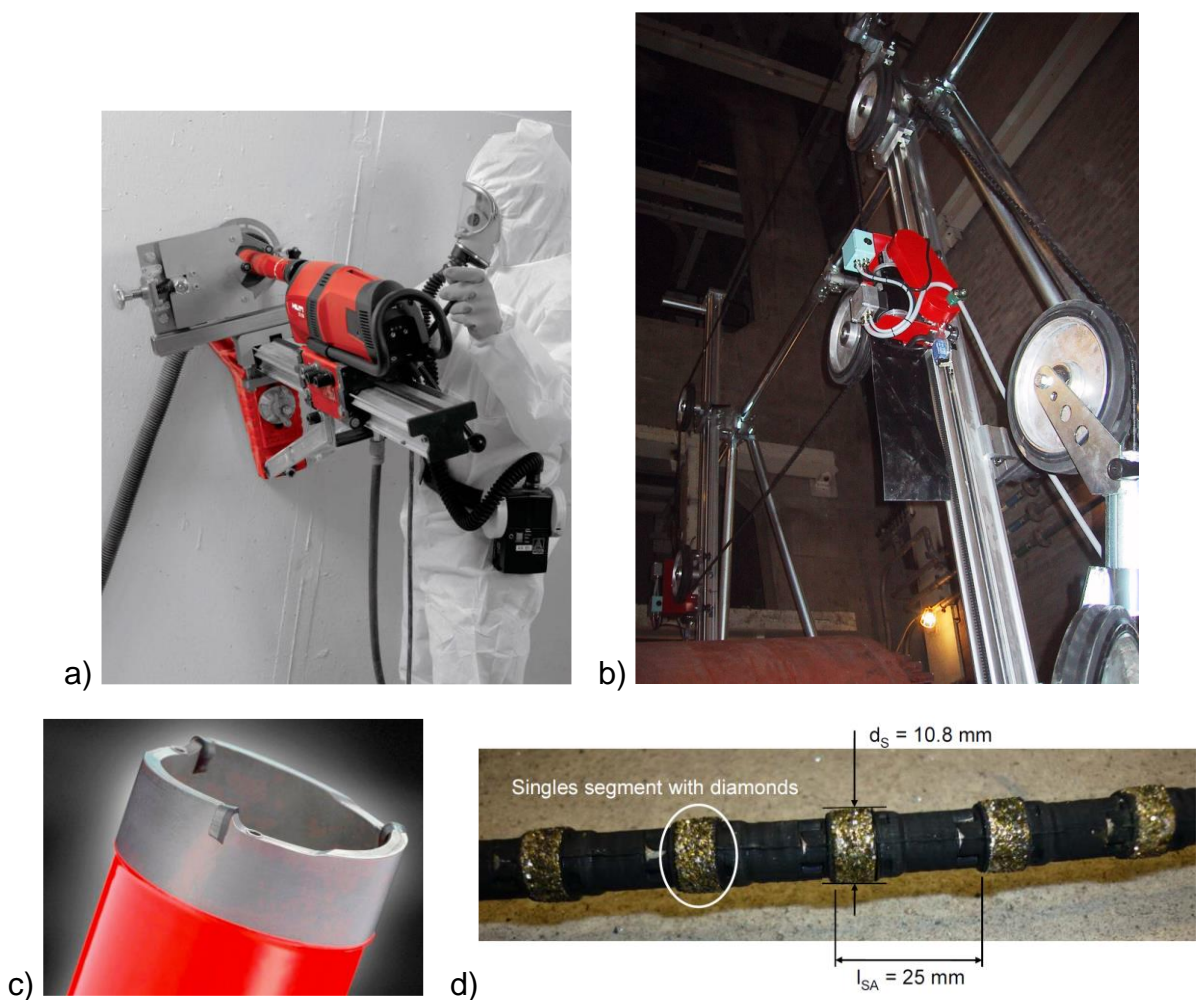


Figura 59 – Esempi di utensili per taglio a secco basati sulla tecnologia PCD (Poly Cristalline Diamond): a) carotatrice (profondità raggiungibile 3 m di calcestruzzo armato) e particolare della testa diamantata (dettaglio c)); b) portale di taglio con filo diamantato e dettaglio b) del filo con i relativi inserti PCD [Fonte: www.hilti.it].

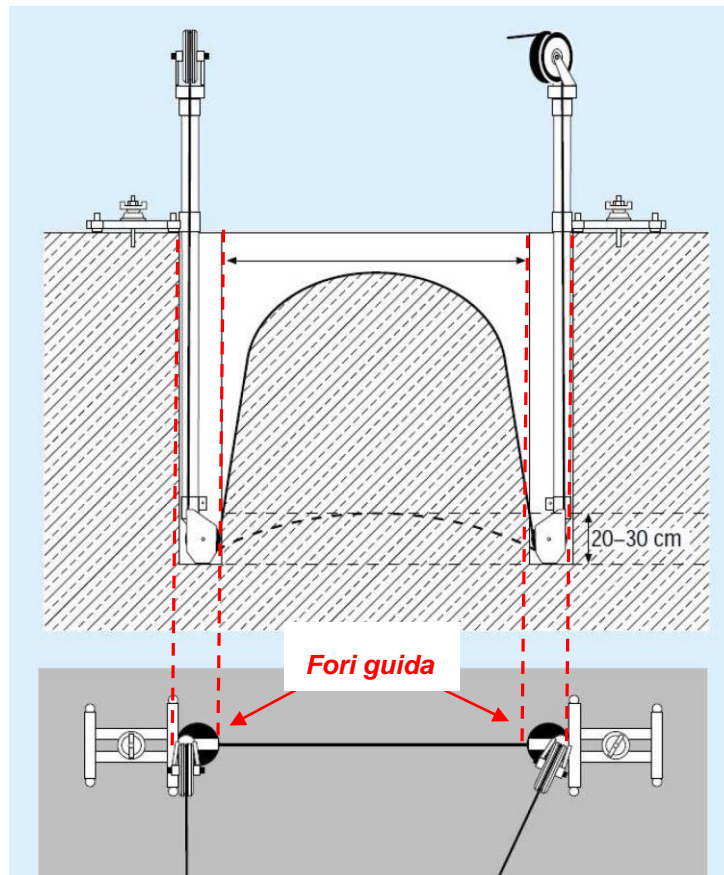


Figura 60 – Principio di funzionamento del taglio ‘in profondità’ con il filo diamantato utilizzando i fori guida [Fonte: www.hilti.com]

Con questa procedura saranno rimossi da 25 a 60 standpipes. Per la fase 1, considerata la funzione schermante dello strato inferiore residuo, non sono previste condizioni limitanti per l'accesso del personale al pile cap. Prima di rimuovere, con la stessa tecnica, lo strato inferiore attivato, sarà installata una botola scorrevole su apposite guide, opportunamente schermata e idonea a garantire la tenuta alle polveri (Figura 61). La penetrazione sarà completata rimuovendo parte dello schermo termico sottostante, di spessore 25mm, che sarà tagliato in più sezioni mediante taglio meccanico o taglio termico (plasma). Le dimensioni finali della penetrazione dovrebbero essere comprese tra 4x4m a 8x8 m, in base alla strategia selezionata per l'accesso ai materiali periferici del reattore.

Realizzazione della penetrazione nel vessel

Per accedere agli internals del reattore è necessario praticare un'apertura sulla calotta del vessel, nella zona corrispondente al varco nel pile cap. Saranno eseguiti una serie di tagli meccanici che consentiranno di ricavare segmenti comprendenti anche l'isolamento termico, ancorato alla superficie interna del vessel. Le tecnologie più idonee per questo tipo di operazione sono il filo diamantato a secco e/o dischi diamantati del tipo mostrato in Figura 63. Il pezzo tagliato sarà supportato da un apposito tool di presa che aggancia il concio di vessel attraverso il manicotto di ingresso dello stand pipe ('boss', Figura 62). Il tool di presa sarà a sua volta sostenuto dagli apparecchi di sollevamento predisposti al piano governo reattore. Il pezzi tagliati ed estratti attraverso la penetrazione verranno trasferiti in appositi contenitori e avviati alla WMF. Si procederà in maniera analoga fino al completamento della penetrazione.

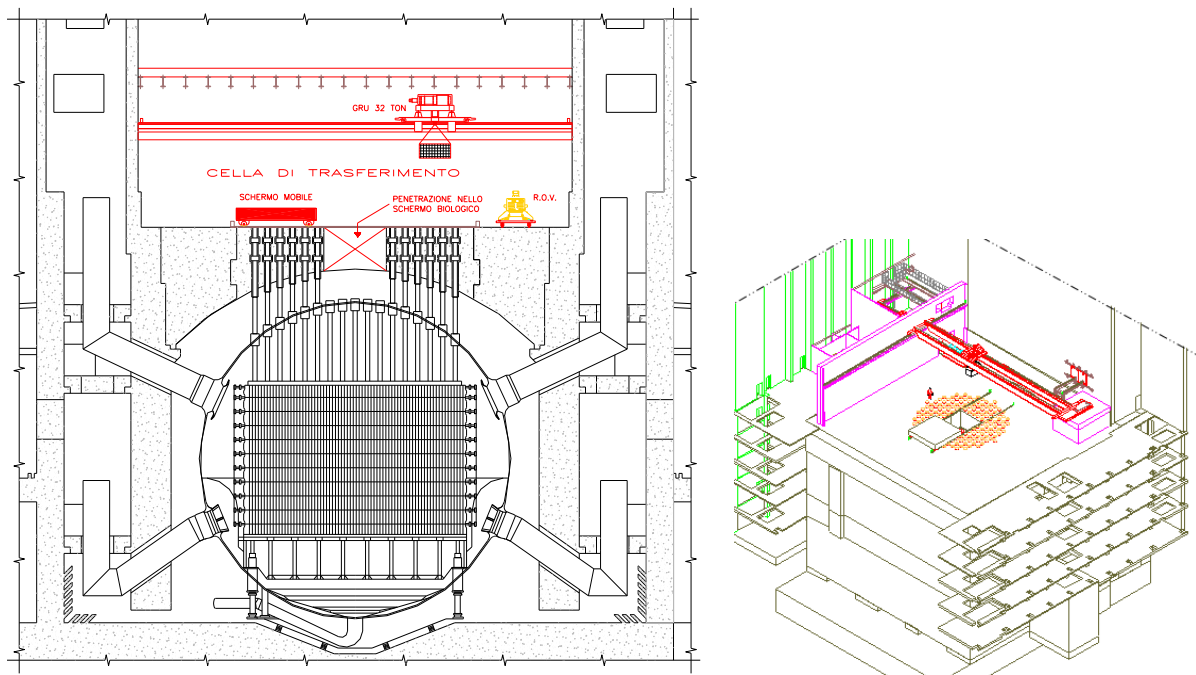


Figura 61

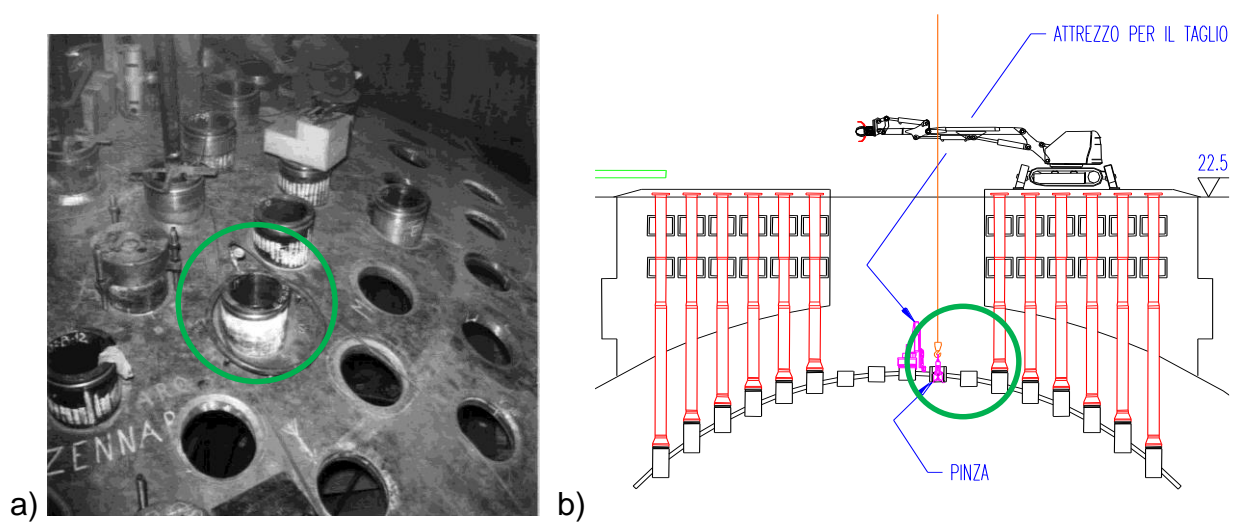


Figura 62 – a) Manicotti (boss), [Archivio storico della Centrale Nucleare di Latina].



Figura 63 - Disco diamantato utilizzato per i test di taglio sul mantello e i fasci tubieri di GdV e vessel [fonte: Sogin, www.brokk.it].

Smantellamento del duomo del vessel

Questa fase rappresenta la sfida ingegneristica più grande in quanto implica la rimozione di molte tonnellate di materiali collocati in posizione decentrata rispetto alla penetrazione principale. Data la complessità delle attrezzature ipotizzate, per le quali sarebbero necessari approfonditi studi dedicati, la loro descrizione puntuale deve essere rimandata a sviluppi futuri; in questa saranno fornite soltanto i criteri per la progettazione di base, elaborati sulla base dell'architettura del reattore. Il recupero dei materiali fuori dal vessel, degli internals e del vessel stesso potrebbe avvenire essenzialmente in 2 modi:

- a) posizionando una piattaforma di lavoro su cui sono montati tutti i tool di presa e di taglio a loro volta montati su un braccio radiale estensibile, che consentirebbe di raggiungere i componenti alla periferia del reattore a partire dalla penetrazione centrale; tale soluzione è stata adottata per lo smantellamento del WAGR (si veda il precedente §4.2.2 ed in particolare la Figura 47 e la Figura 48)
- b) ricorrendo ad uno o più robot da demolizione a controllo remoto (ROV teleguidato), calato/i sulla all'inizio sulla piastra di carico del reattore e successivamente poggiati tramite piastre modulari sui piani superiore dei vari layer di grafite.

La soluzione con i robot demolitori è la più semplice da implementare in quanto tali macchine sono facilmente reperibili sul mercato con i tool, ormai praticamente standardizzati, necessari a tutte le operazioni richieste o comunque facilmente customizzabili. Il limite nell'utilizzo di tale metodo è legato in particolare all'architettura della pila di grafite, composta da colonne di blocchi sfalsate a partire dal layer immediatamente sotto il riflettore superiore. In tal caso tra i cingoli del robot demolitore e i blocchi di grafite dovrebbero essere poste delle piastre modulari che consentano di distribuire le azioni del robot su una superficie maggiore della pila. Le piastre verrebbero calate dall'alto ma sarebbe poi il braccio del robot a doverle posizionare nella giusta sequenza avanzando verso la periferia del nocciolo a mano a mano che le piastre vengono posizionate. La rimozione di uno strato di grafite avverrebbe 'a gradini' (si veda successiva Figura 72); sussistono quindi i seguenti svantaggi:

- l'intera procedura di rimozione risulterebbe lenta e relativamente complessa
- in caso di guasto o malfunzionamento del robot nel momento in cui si trovasse distante dal varco di accesso alla reactor pit, la procedura di recupero e messa in sicurezza sarebbe molto complessa e probabilmente richiederebbe l'intervento di un ulteriore ROV.

Il caso a) è senza altro il più complesso da ingegnerizzare, l'unico precedente di rilievo è, come già detto il caso del WAGR. Per il caso del reattore Magnox occorrerebbe scalare la piattaforma multiruolo utilizzata per smantellare il vessel del WAGR (Figura 47 e Figura 48) tenendo conto delle dimensioni importanti del reattore (20,45 m il diametro del vessel sferico, 14 x 11 m le dimensioni del nocciolo). Le principali problematiche in questo caso sarebbero legate alla progettazione e all'installazione di questa macchina che avrebbe dimensioni e portate importanti: la base dovrebbe avere un ingombro in pianta di almeno 8 x 8 m, per limitare lo sbraccio (e aumentare di conseguenza la portata) dei dispositivi di handling destinati al taglio e al recupero dei materiali periferici; la massa stimata è circa 40 t. Per raggiungere il fondo del vessel, ovvero della reactor pit, posta a quota -24 m circa dal piano governo reattore la macchina dovrebbe essere composta da 2 parti: una solidale al

piano governo reattore e la seconda, costituita da una piattaforma mobile, montata su guide telescopiche verticali. La piattaforma verrebbe equipaggiata con tutti i dispositivi di handling a controllo remoto e relativi tools di taglio (meccanico e termico) e aggancio, necessari ad afferrare i blocchi di grafite e le piastre di carico, segmentare il vessel e gli altri internals. La piattaforma fungerebbe anche da piano di appoggio per i contenitori per il trasferimento degli spools e dei blocchi di grafite all'esterno della reactor pit.

Il completamento dello smantellamento del vessel comporta la rimozione degli stand pipes rimasti dopo la realizzazione del varco di accesso: il taglio avverrà dall'interno della reactor pit e sarà realizzato in prossimità dell'innesto dei tubi con la cupola: la restante parte degli stand pipe annegata nel calcestruzzo, non costituendo un particolare impedimento alle operazioni successive, verrà rimossa in una fase successiva allo svuotamento della cavità del reattore. L'operazione potrà essere eseguita qualunque sia l'approccio utilizzato (ROV o piattaforma multiruolo). Come tecnologia di taglio in questo caso potrà essere utilizzata una tagliatrice orbitale supportata dal braccio del ROV o dal braccio del manipolatore della piattaforma. Contestualmente al taglio di ciascun segmento di standpipe verrà rimosso il boss sottostante.

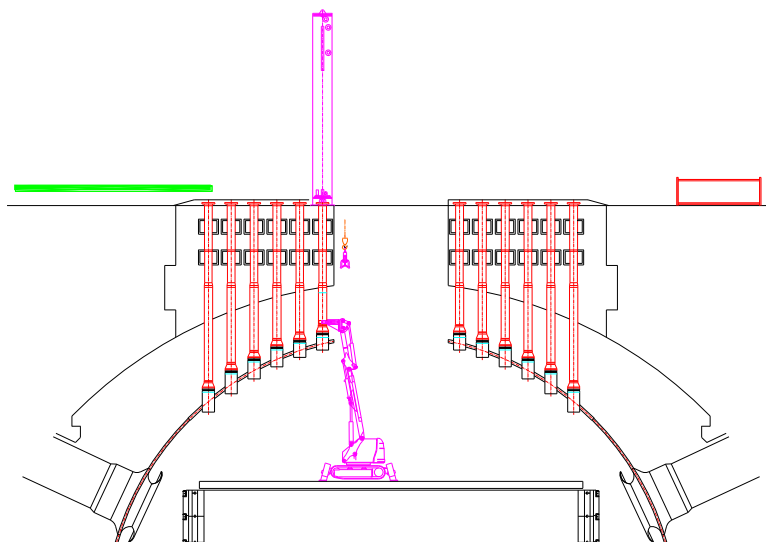


Figura 64 – Illustrazione di un possibile esecuzione del taglio degli stand pipe mediante ROV.

Rimozione delle pareti del vessel

Le pareti del vessel saranno smantellate mediante segmentazione in tegoli eseguita con un cannello ossitaglio montato sul braccio del ROV (Figura 66) o sul manipolatore della piattaforma multifunzione. In tal caso è richiesto l'intervento di un secondo braccio per il supporto dei pezzi durante il taglio. Il dispositivi dovranno essere heavy duty in quanto, come ribadito più volte, dato l'elevato volume di materiale, il numero di operazioni sarà elevato; ad esempio la segmentazione del vessel produrrebbe in prima approssimazione 4.200 tegoli di dimensioni approssimative 1000x500x100 mm con una massa di circa 400kg, che dovranno poi essere trasferiti sul pile cap e successivamente inviati alla WMF. L'ossitaglio è consentito in quanto le condizioni di ignizione dell'eventuale polverino di grafite presente nel vessel sono compatibili con questa tecnologia di taglio, [60], [61].

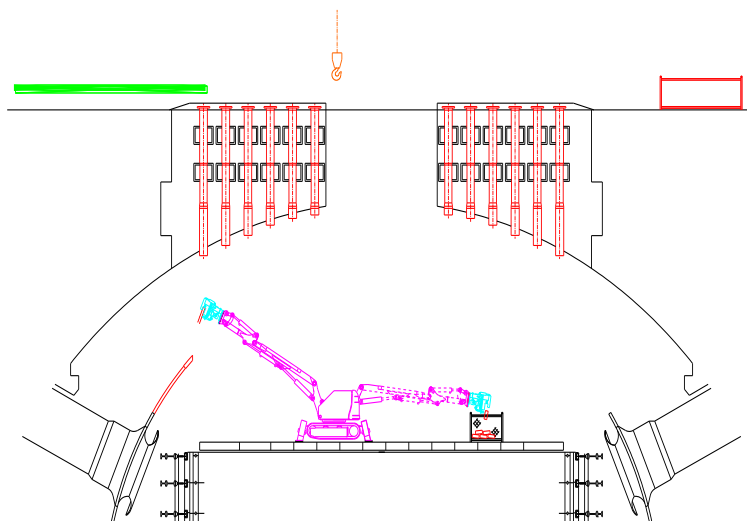


Figura 65 – Illustrazione di un possibile esecuzione del taglio del vessel mediante ROV.

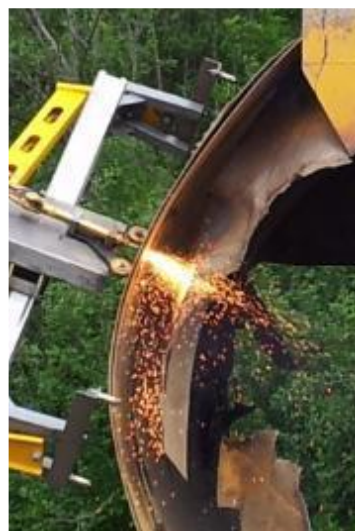
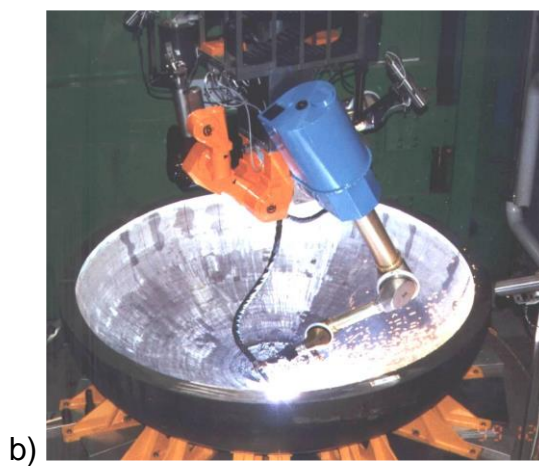
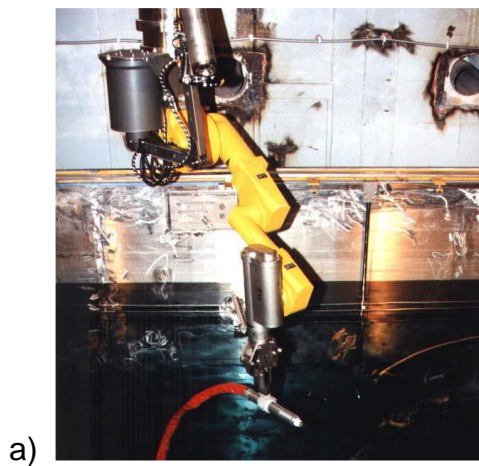


Figura 66 – Robot da demolizione attrezzato con cannello ossigas per taglio a macchina, spessore di taglio raggiungibile 200 mm [Fonte: Sogin, Brokk]



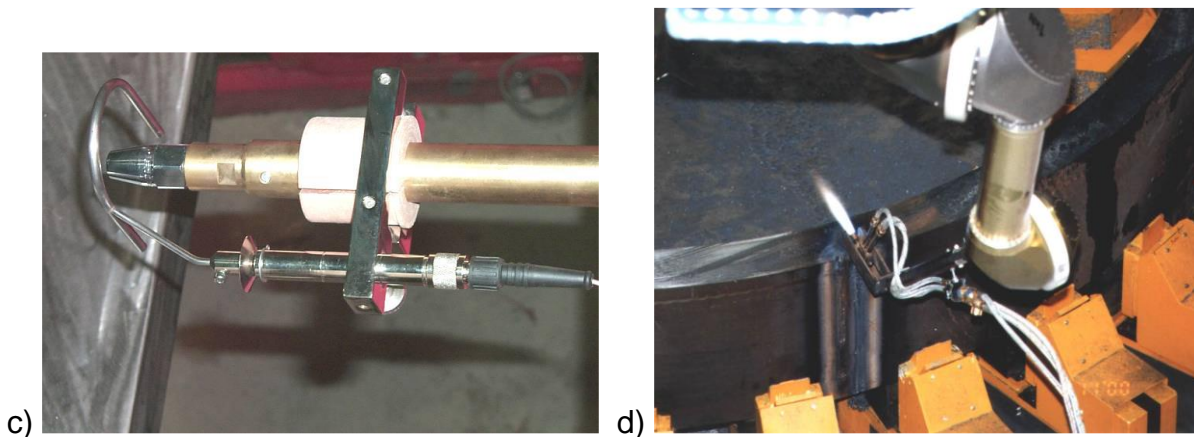


Figura 67 – Esempi di manipolatori equipaggiati con torcia al plasma (a) e b)) o con cannello ossigas per taglio a macchina (c) e d) [fonte a): www.hwm.com; fonte b), c) e d): https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/WTS-Networks/IDN/idnfiles/CuttingTechniqueWkp-Germany2011/EWN_Project_Overview__06__2011.pdf].

La rimozione delle pareti del vessel avverrà in parallelo alle altre attività di rimozione di componenti del core, seguendo il principio dello smantellamento “top-down”, cosicché le pareti verranno rimosse allorquando sarà possibile disporre di una piattaforma di lavoro, e le pareti saranno nel raggio di lavoro del ROV.

Rimozione delle piastre di carico

Con la rimozione delle piastre di carico, posizionate direttamente sulla superficie del nocciolo in grafite, inizia lo smantellamento vero e proprio del core. Il peso di ciascuna piastra (32 canali) è pari a circa 700 kg e supera la capacità portante ‘al polso’ del ROV (circa 4kN per un ROV di taglia medio piccola adatto ad operare sulla pila di grafite) per cui le possibilità di movimentazione si riconducono a:

- soluzione con piattaforma multifunzione: occorrerà equipaggiare la piattaforma con un cosiddetto ‘power manipulator’ del tipo mostrato in Figura 68
- soluzione con ROV: le piastre saranno sollevate intere mediante un apposito dispositivo di presa, sospeso alla gru e posizionate su di un carrello, trainato dal ROV, per la movimentazione fino alla zona sottostante la penetrazione nello schermo biologico da dove saranno trasferite sul pile cap. In questo caso i passanti di carico, ormai vuoti, fungeranno da punti di ingresso per le funi della gru (Figura 70). Il dispositivo di presa verrà collegato al gancio della gru dal manipolatore di impiego generale montato sul ROV (Figura 69 a))

I robot demolitori teleguidati, attualmente in commercio, dispongono di una vastissima gamma di tools e di accessori e possono essere rapidamente configurati grazie ai sistemi semiautomatici di sostituzione rapida dell’utensile come quello in Figura 69 b). Per l’applicazione in esame occorrerà calare all’interno del reattore una rastrelliera con tutti gli utensili necessari a svolgere le diverse operazioni in modo da poter riattrezzare il robot rapidamente, da remoto e limitando il numero di recuperi dalla cavità del reattore. Le chiavette di connessione tra le piastre, se non rimovibili con il gripper del manipolatore verranno tagliate meccanicamente al pari e i tubi del BSD con gli attrezzi supportati dal ROV o dal manipolatore della piattaforma.

Le piastre di carico presentano fori filettati, già utilizzati per il loro montaggio, a cui possono essere collegati occhielli di sollevamento.

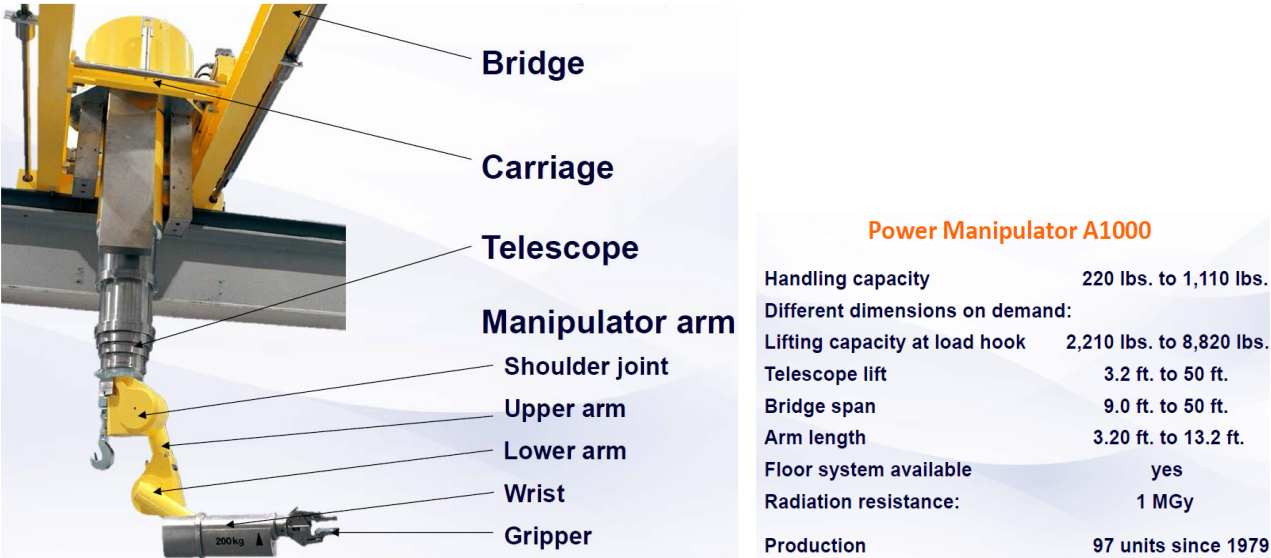


Figura 68 – Esempio di power manipulator per applicazioni in campo nucleare [Fonte: Wälischmiller Engineering GmbH, www.hvm.com].

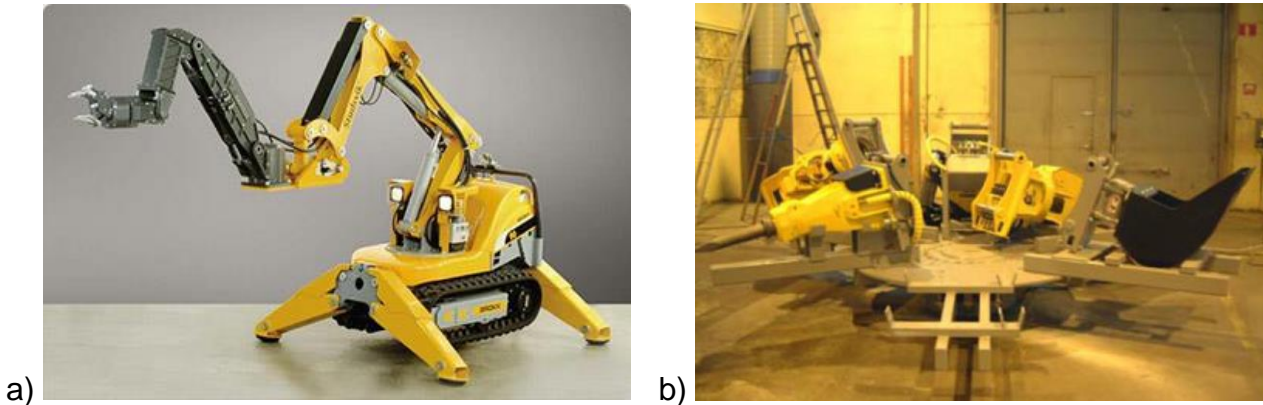


Figura 69 – a) ROV equipaggiato con ‘arm manipulator’; b) ralla per la sostituzione rapida degli utensili [Fonte: www.brokk.it].

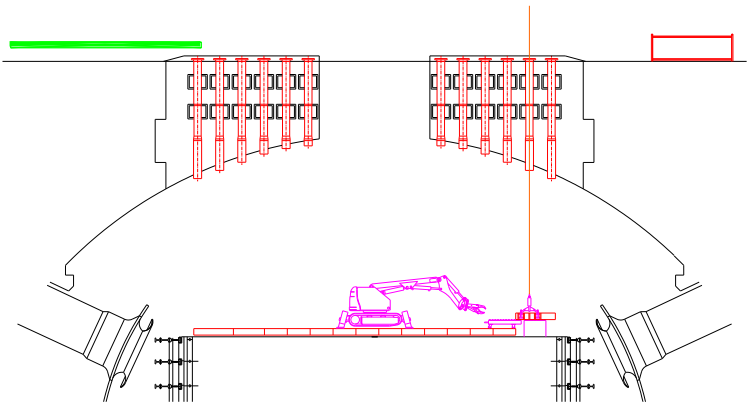


Figura 70

I cavi delle termocoppie, le canaline e i relativi anelli di ancoraggio posizionati nei fori delle piastre saranno rimossi mediante taglio meccanico. I supporti cilindrici di scorrimento e le relative placche di supporto, posizionati sotto le piastre, saranno allontanati insieme ai detriti prodotti dal taglio dopo la rimozione di tutte le piastre.

Rimozione della grafite e delle porzioni di gabbia strutturale e di vessel adiacenti allo strato di blocchi

In questa fase saranno rimossi, procedendo a strati, le seguenti parti del reattore:

- mattoni e chiavette di grafite
- struttura di irrigidimento del nocciolo (gabbia)
- condotte del gas
- penetrazioni per sonde Wigner e cavi termocoppie
- tenuta inferiore del gas e diffusori delle condotte di ingresso del gas.

Le operazioni saranno eseguite o abbassando la piattaforma multifunzione oppure dai ROV che utilizzeranno la superficie della struttura in grafite come piano di lavoro. Poiché gli strati di grafite inferiori al riflettore superiore non formano una superficie regolare a causa della differente altezza dei mattoni di grafite, sarà necessario posizionare delle piastre rimovibili di acciaio per formare il piano di lavoro dei robot.

Per lo smantellamento delle varie parti si procederà come segue.

Grafite

Il nocciolo a freddo è compresso dalla struttura di vincolo esterna che dovrà essere allentata prima di iniziare l'attività. Pertanto saranno tagliati con disco diamantato o cesoie i tiranti di collegamento tra il nocciolo e la gabbia. I mattoni di grafite con il canale assiale del moderatore e del riflettore superiore e inferiore saranno rimossi con l'approccio top down o dal ROV e/o dal power manipulator della piattaforma mediante il dispositivo di presa illustrato nel Capitolo 7. La rimozione dei blocchi del moderatore consentirà un facile accesso ai blocchi del riflettore laterale, eventualmente scaricandoli da eventuali azioni esercitate dai blocchi più interni. In tal caso i mattoni del riflettore laterale, anche se non forati, potranno essere rimossi mediante un attrezzo, che ancori i mattoni mediante perni autofilettanti: venendo a mancare le interazioni tra i blocchi sarà sufficiente che la tenuta dei perni sia compatibile al solo peso proprio del blocco. I cavi delle termocoppie saranno sfilati laddove possibile oppure tagliati con cesoie ad azionamento meccanico o idraulico. I mattoni di grafite degli strati più bassi del nocciolo potrebbero essere rimossi senza necessariamente dover smantellare contestualmente i corrispondenti tratti della gabbia (cerchiature) e del vessel. Tuttavia occorre considerare che la particolare disposizione dei blocchi a 'colonne sfalsate' potrebbe essere di ostacolo alla mobilità del ROV cingolato, pertanto bisognerebbe ipotizzare una sequenza nella quale, allorché sullo strato inferiore si sarà creato spazio sufficiente, il ROV possa essere trasferito sul nuovo piano di lavoro. In questa fase transitoria potrebbe essere necessario procedere alla rimozione dei blocchi con il medesimo dispositivo di presa sospeso ad una specifica apparecchiatura di sollevamento; in questo caso, dato il limitato raggio d'azione dell'apparecchiatura di prelievo sospesa (dovuto chiaramente alla dimensione in pianta del varco superiore) gran parte delle

operazioni saranno affidate al ROV (Figura 71): una volta rimossi un numero di mattoni centrali, sufficienti a ricreare lo spazio per accogliere il robot, si procederà a calare delle piastre di lavoro su nuovo piano (per ovviare all' inconveniente delle colonne sfalsate) sulle quali il ROV potrà nuovamente operare per continuare la rimozione dello strato e da cui iniziare quello sottostante. Questa complicazione logistica è uno degli aspetti che rende preferenziale la scelta della piattaforma multiruolo.

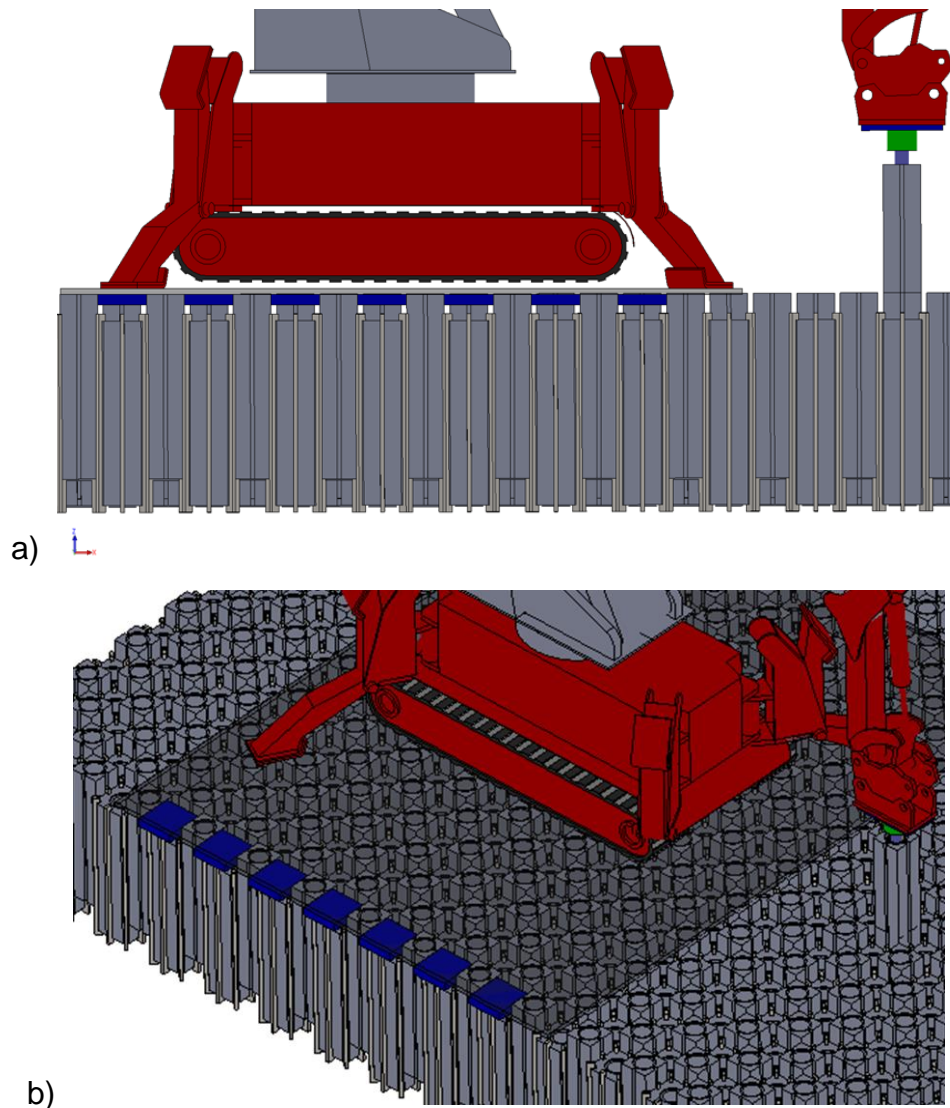


Figura 71

Il prelievo delle chiavette avverrà mediante la pinza del braccio ausiliario (arm manipulator, Figura 68 e Figura 69), idonea ad operazioni che richiedono maggiore precisione.

Il polso del braccio del robot dovrà poter essere riattrezzato rapidamente con una pinza per poter procedere ad afferrare le piastre che compongono il piano di lavoro, laddove la soluzione con piattaforma multifunzione consentirebbe di ovviare a questo inconveniente. Il procedimento verrà iterato per gli altri 9 strati di blocchi di grafite (Figura 72). Al termine della rimozione dei blocchi di uno strato si potrà procedere allo smantellamento della struttura a gabbia previa la rimozione dei tiranti di collegamento tra anello di cerchiatura e i blocchi periferici (Figura 72 b)).

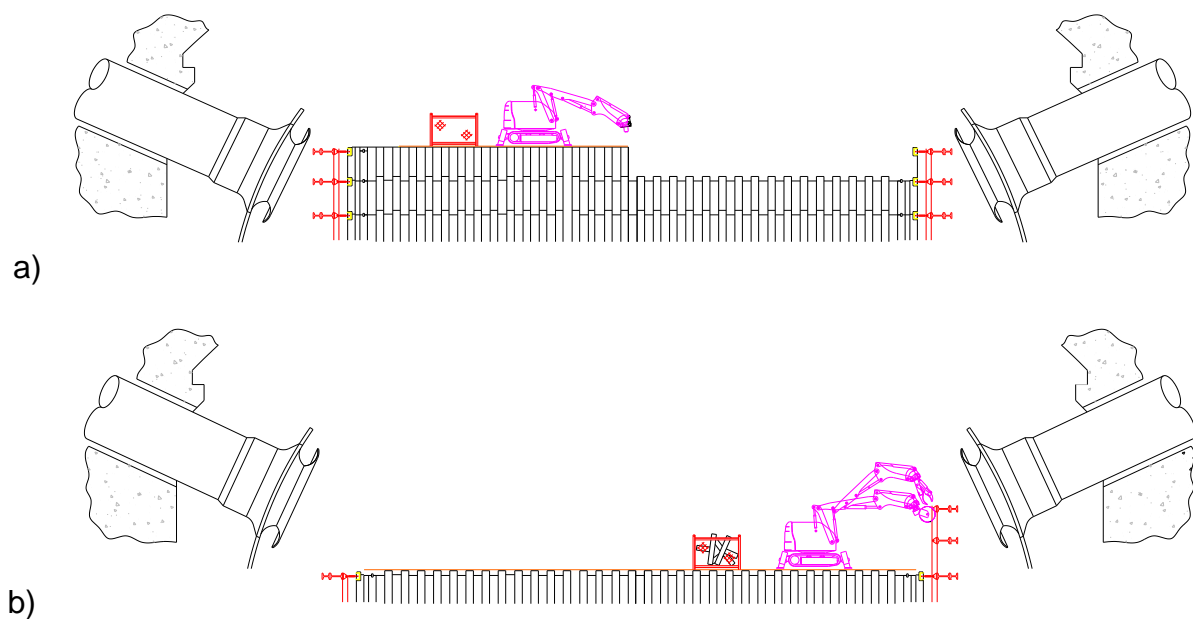


Figura 72



Figura 73 – [Fonte: Sogin, Archivio storico Centrale Nucleare di Latina]

Per il taglio delle cerchiature e degli altri elementi della gabbia potrebbe essere necessario utilizzare due ROV operanti di entrambi sul piano di lavoro realizzato sulla grafite, uno per supportare il tratto di trave da tagliare e trasferirlo nel contenitore, l'altro per eseguire il taglio; la medesima conclusione è applicabile anche al caso dei manipolatori della piattaforma multiruolo. Le interferenze non strutturali saranno liberate mediante taglio. Il fattore che determina le modalità di lavoro è il posizionamento della gabbia in posizione decentrata rispetto alla gru della cella di trasferimento ovvero rispetto al varco di accesso alla cavità del reattore. Questo fatto influisce ovviamente sulla massima dimensione degli 'spools' da

movimentare con il ROV in quanto la portata diminuisce con l'aumento dello sbraccio. Le lamiere della parte inferiore della gabbia di irrigidimento saranno tagliate mediante disco diamantato o tecnologia equivalente. La procedura di presa dei blocchi, i dettagli sui carichi in gioco e le specifiche tecniche del tool di presa dei blocchi sono descritti nel Capitolo 7.

Di seguito si descriveranno sommariamente e solo per completezza le modalità di smantellamento delle restanti parti del vessel; esse sono riconducibili essenzialmente ad operazioni di demolizione di strutture in acciaio e come tali il loro approfondimento esula dagli scopi di questo lavoro, incentrato sulle modalità di prelievo della grafite.

Condotte del gas

Contestualmente allo smantellamento del vessel si procederà allo smantellamento delle 6 condotte di ingresso e delle 6 condotte di uscita, in particolare i tratti di condotta compresi tra il vessel e lo schermo biologico saranno smantellati dall'interno mediante l'impiego di cannello ossitaglio o torcia al plasma. Le parti tagliate saranno sufficientemente piccole per essere movimentate dal ROV o dai manipolatori.

Penetrazioni per sonde Wigner e cavi termocoppie

Questa attività prevede la rimozione dei quattro bocchelli posizionati nella linea equatoriale del vessel utilizzati per il passaggio delle sonde per misurare l'accrescimento della grafite (sonde Wigner) e i cavi delle termocoppie. I bocchelli sono pezzi forgiati simili alle condotte del gas ma di dimensioni molto più piccole saldati alle pareti del vessel. La demolizione di questa parte del vessel potrebbe avvenire anche al termine del prelievo della grafite sfruttando lo sbraccio del ROV (di taglia eventualmente più grande) ciò consentirebbe di evitare di utilizzare una piattaforma di lavoro supplementare posizionata tra i blocchi di grafite e la gabbia. Saranno utilizzati due ROV, uno di supporto, l'altro per l'ossitaglio, corredato di attrezzo idoneo per tubazioni di diametro medio/piccolo.

Rimozione delle lanterne

Questa attività è relativa alla rimozione dei distributori di flusso dei canali del combustibile (lanterne) posizionati sulle piastre di sostegno del nocciolo. Le lanterne dovranno essere rimosse necessariamente utilizzando una pinza montata sul ROV o sul braccio secondario del power manipulator, le lanterne assieme ai supporti del combustibile sono tra gli internals maggiormente attivati.

Tenuta inferiore del gas, diffusori delle condotte di ingresso del gas e piastre di base

La segmentazione del deflettore e delle condotte di ingresso dovrebbe avvenire solo al termine del prelievo della grafite e contestualmente all'eliminazione delle ultime cerchiature inferiori della gabbia strutturale, in modo da poter sfruttare a pieno le potenzialità dei robot demolitori. Una volta eliminata la grafite, il metodo preferenziale per completare lo smantellamento sarebbe utilizzare dei ROV di taglia più grande: piastre e griglia di base hanno un'elevata capacità portante. I ROV sarebbero equipaggiati con cannello ossitaglio e pinze idrauliche da demolizione. Per il taglio saranno necessari 2 ROV, uno per sostenere i pezzi e l'altro per manovrare il cannello per l'ossitaglio. I materiali saranno trasferiti sul pile cap con la gru e quindi alla WMF.

Per le piastre si adotterà una procedura analoga a quella utilizzata per le piastre del charge pan. Dopo aver rimosso con sega circolare, o disco diamantato i morsetti di blocco e le chiavette, le piastre, sollevate con una pinza che aggrappa attraverso i fori, saranno deposte su un carrello e trasferite sul pile cap con la gru. Contestualmente allo smontaggio delle piastre si potrà procedere alla demolizione della griglia portante di base (Figura 74).

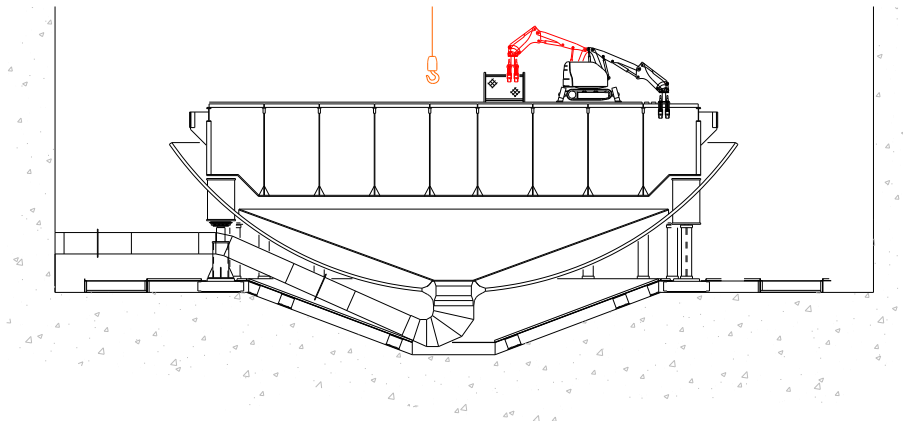


Figura 74

4.4 Attrezzature di remote handling: cenni

Si riportano per completezza alcuni riferimenti ad attrezzature commerciali correntemente utilizzate in ambito internazionale per lo smantellamento di RPV e relativi internals. Le principali norme e le regole tecniche di riferimento sono riportate nella Bibliografia al paragrafo §9.1.2. In Figura 75 è riportato il modello 3D di un power manipulator con mast telescopico montato su carroponte di precisione. Il braccio telescopico può essere equipaggiato con bracci articolati secondari a loro volta rapidamente riconfigurabili per poter supportare attrezzature di taglio o di presa (Figura 76). In alcuni casi i mast telescopici possono supportare anche dei robot antropomorfi. In Bibliografia sono riportati alcuni riferimenti ([80], [77], [78], [86], [88], [89]) in cui viene documentato l'utilizzo di tali dispositivi.

In Figura 77 si riportano le caratteristiche tecniche, dimensionali e l'involuppo di lavoro del robot da demolizione filoguidato (ROV), della taglia utilizzata in questo studio (taglia standard 160) per le valutazioni circa le modalità di smantellamento del reattore.

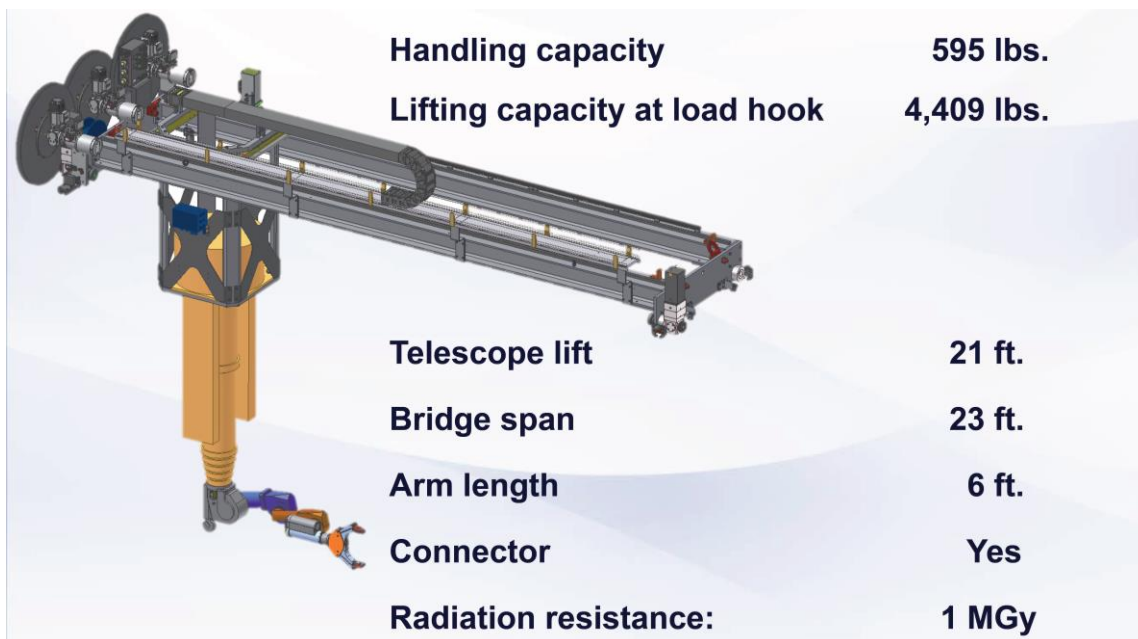
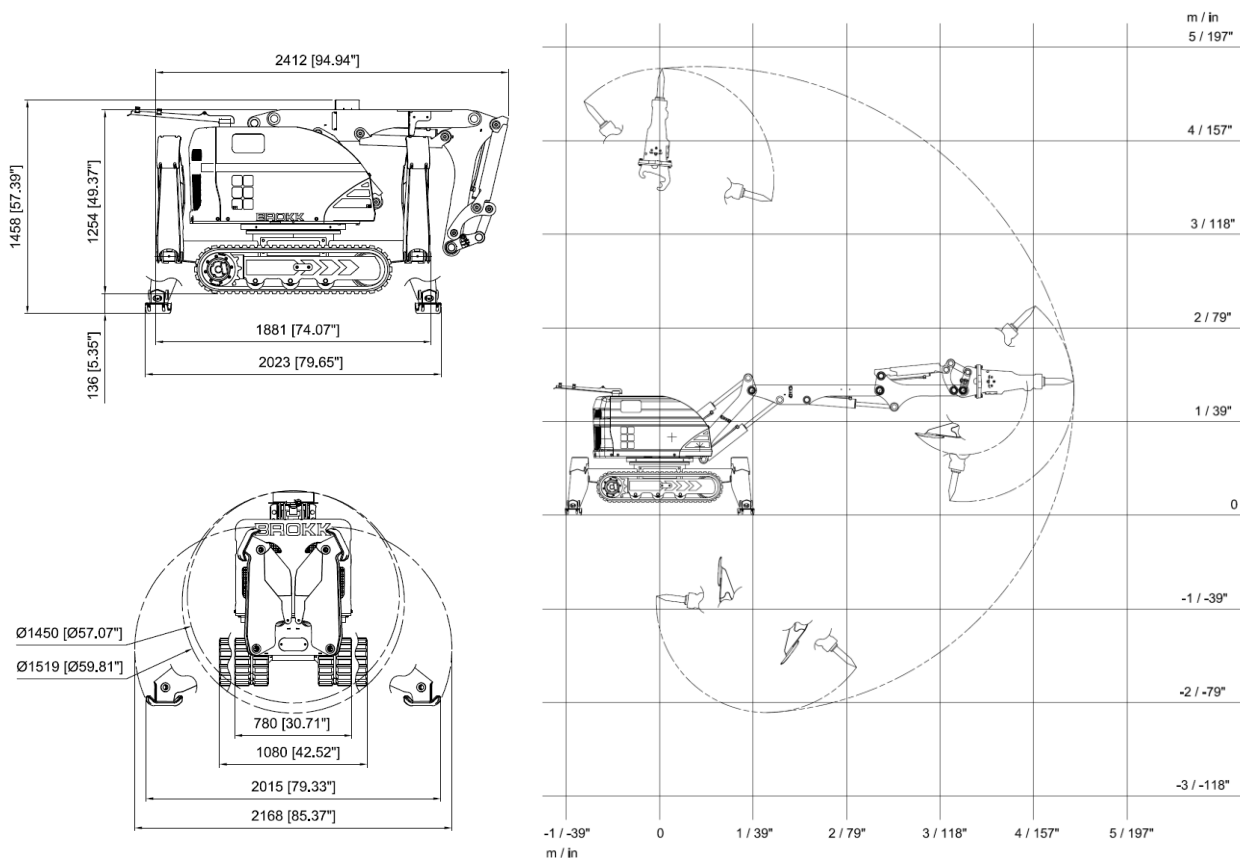


Figura 75 – [Fonte: www.hwm.com]



Figura 76 – [Fonte: www.hwm.com]



Dati tecnici

Martello idraulico nelle figure

SB 202

Il diagramma relativo al carico e alla stabilità può essere ordinato a Brokk AB

Prestazioni

Velocità di rotazione 10 sec/360°

Velocità di trasporto, max. 2,1 km/h; 0,6 m/s

Angolo di inclinazione, max. 30°

Impianto idraulico

Capacità impianto idraulico 80 l

Tipo di pompa Pompa a pistoncini a rilevamento di carico variabile

Pressione dell'impianto a cilindri e motori, max. 17,5 MPa

Pressione dell'impianto, aumentata sull'attrezzo, max 25,0 MPa

Portata max della pompa* 50 Hz 62 l/min

60 Hz 74 l/min

Motore elettrico

Tipo ABB

Potenza** 18kW

Corrente** 38A

Dispositivo di avviamento Avvio morbido/Accensione diretta

Sistema di comando

Tipo di comando Scatola di controllo portatile

Codice segnale Digitale

Trasmissione Cavo/Radio

Peso

Peso della macchina base, escluso attrezzo 1600 kg

Figura 77 – [Fonte: www.brokk.it]

5 GRAFITE PER APPLICAZIONI NUCLEARI

5.1 Introduzione

La grafite artificiale è stata largamente usata come moderatore e riflettore in vari tipi di reattori termici, oltre ai già citati reattori tipo Magnox della I generazione, nei reattori AGR, nei reattori ad acqua bollente a canali di potenza RBMK (Russia) e nei reattori a gas ad alta temperatura di tipo sperimentale (HTR, HTTR, Dragon, AVR, THTR-300, Fort St. Vain etc.) nei quali essa costituisce anche la matrice entro cui vengono disperse le particelle di materiale fissile e fertile. Nei reattori si può escludere l'impiego della grafite naturale per via dell'elevato tenore di impurezze mentre è limitato l'uso del carbone pirolitico per l'alto costo di preparazione. La grafite è un ottimo moderatore non solo per le sue buone proprietà neutroniche (grande sezione d'urto di scattering e piccola sezione d'urto di cattura) ma anche per le ottime caratteristiche di stabilità termica, resistenza alle elevate temperature e alta conducibilità termica. Dal punto di vista chimico presenta una buona resistenza: a temperatura elevata reagisce con metalli e ossidi per formare carburi. Per poter essere qualificata per le applicazioni nucleari, la grafite deve avere le seguenti caratteristiche:

- elevata purezza: devono essere allontanate tutte le impurità che potrebbero inficiarne le proprietà neutroniche (ad esempio isotopi come il Boro con elevate sezioni d'urto di cattura) e meccaniche
- elevata densità: una maggiore densità aumenta l'efficienza della moderazione del flusso neutronico
- stabilità durante l'irraggiamento: caratteristica, questa influenzata in modo significativo dalla materia prima con cui viene fabbricata. Se il materiale risultasse troppo anisotropo ad esempio le tensioni interne che si originano in seguito ad irraggiamento in una certa direzione potrebbero innescare delle fratture.
- buona conducibilità termica
- stabilità chimica: resistenza all'ossidazione
- idonee caratteristiche meccaniche come:
 - anisotropia contenuta: la grafite è anisotropa essendo costituita da piani di carbonio a reticolo esagonale uniti da legami deboli.
 - basso coefficiente di espansione termica $CTE \approx 4 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$
 - elevata rigidezza.

Infine, il costo riveste un ruolo importante in quanto le quantità impiegate per ciascun reattore sono nell'ordine delle migliaia di tonnellate (comprese le scorte necessarie alle fasi di assemblaggio del reattore). E' necessario precisare che a partire dagli '40 del XX Sec sono state sviluppate, prodotte ed utilizzate decine di tipi diversi di grafite 'nuclear grade', utilizzate sia nell'ambito della ricerca che per applicazioni commerciali (reattori di potenza). In questa sede si esamineranno le grafiti PGA e PGB utilizzate nei reattori GGCR di I generazione e che costituiscono, rispettivamente, il moderatore e il riflettore del reattore di Latina. La grafite 'Pile Grade' presenta una densità bulk di $1,65 \div 1,75 \text{ kg/dm}^3$ e una sezione d'urto di assorbimento $\sigma_a \approx 4 \text{ mb}$. La densità teorica del cristallo è di $2,25 \text{ kg/dm}^3$.

In Tabella 11 sono mostrate le proprietà della PGA comparate con quelle della Gilsocarbon che, al pari della PGA è la grafite nucleare maggiormente diffusa.

Tabella 11 – [4]

Property	Units	Pile Grade A (Hexagonal symmetry)	Gilsocarbon graphite (Isotropic)
Density	g.cm ⁻³	1.74	1.810
Open pore volume	cm ³ .cm ⁻³	0.198	0.11
Closed pore volume	cm ³ .cm ⁻³	0.01	0.086
Thermal Expansion Coefficient K ⁻¹ (20-120°C)		Parallel to extrusion 0.9x10 ⁻⁶ Perpendicular to extrusion 2.8x10 ⁻⁶	4.3x10 ⁻⁶
Thermal conductivity w.m ⁻¹ K ⁻¹ (20°C)		Parallel to extrusion 200 Perpendicular to extrusion 109	131 -
Young's Modulus (20°C)	GN.m ⁻²	Parallel to extrusion 11.7 Perpendicular to extrusion 5.4	10.85 -
Strength Tensile	MN.m ⁻²	Parallel to extrusion 17 Perpendicular to extrusion 11	17.5 -
Bend	MN.m ⁻²	Parallel to extrusion 19 Perpendicular to extrusion 12	23.0 -
Compression	MN.m ⁻²	Parallel to extrusion 27 Perpendicular to extrusion 27	70.0 -
Poisson's ratio		Multiple values ~ 0.07	0.21
Electrical resistivity μ ohm.cm ⁻¹		Parallel to extrusion 620 Perpendicular to extrusion 1100	900 -
Diffusivity		13.6x10 ⁻³	3x10 ⁻³
Permeability			
Viscous flow coeff B ₀ m ²		Parallel to extrusion 712x10 ⁻¹⁶ Perpendicular to extrusion 147x10 ⁻¹⁶	6.5x10 ⁻¹⁵
Slip flow coeff K _s m		Parallel to extrusion 108x10 ⁻⁹ Perpendicular to extrusion 21x10 ⁻⁹	5.8x10 ⁻⁹

* These properties are representative of the materials but do not represent mean values.

5.1.1 Fabbricazione

La grafite si ottiene tramite tecniche di 'grafitizzazione' del coke di petrolio fino ad ottenere un prodotto con elevato grado di purezza ovvero a basso contenuto di boro (che, come è noto, è un assorbitore di neutroni). In Figura 78 è mostrato il fluogramma di processo (processo Acheson) per la fabbricazione della grafite nuclear grade. Il minerale, dopo un processo di calcinazione, necessario ad eliminare i composti volatili, viene macinato fino alla granulometria voluta, additivato con altro minerale ad alto contenuto di carbonio e basso contenuto di impurezze e compattato a freddo con una pressa isostatica o compattato con la tecnica della vibro-formatura per ottenere il manufatto 'verde'. Il manufatto subisce quindi un trattamento di cottura che può essere ripetuto più volte: con questa trattamento si ottiene la densità voluta. Infine il processo di 'grafitizzazione' vera e propria che comporta la cottura a temperature comprese tra 2500°C e 2800°C. A questo punto vengono effettuate le lavorazioni meccaniche sul pezzo ed infine viene eseguito il processo di purificazione mediante alogeni. In questa fase, una quantità significativa di ³⁵Cl resta intrappolato nella grafite che, in seguito ad irraggiamento neutronico, dà origine all' isotopo a lunga vita ³⁶Cl, uno dei principali radioisotopi a lunga vita presenti nella grafite irraggiata.

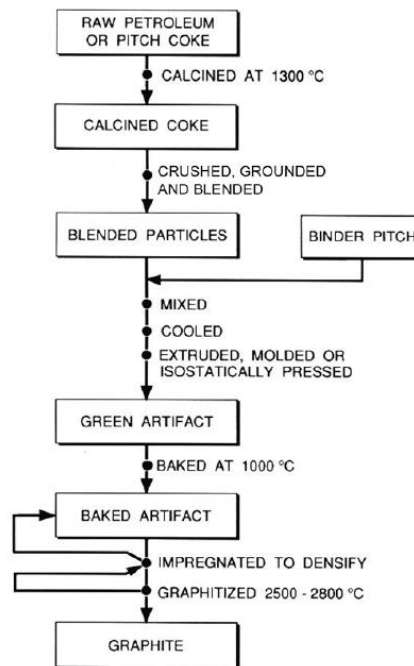


Figura 78 - Processo Acheson di fabbricazione della grafite per applicazioni nucleari [10].

5.1.2 Comportamento della grafite sotto irraggiamento

In un reattore moderato a grafite, circa il 5÷7% della potenza termica totale è dissipata nel moderatore stesso per assorbimento di radiazioni γ e per la termalizzazione dei neutroni veloci. La maggior parte dell'energia associata con quest' ultimo processo è immagazzinata nel moderatore per lo spostamento degli atomi dalla loro posizione di equilibrio nel cristallo: un'idea dell'entità di tale fenomeno può essere data dal fatto che un atomo viene in media spostato 2 volte durante la vita del reattore [67]. Dal punto di vista progettuale gli effetti rilevanti dell'irraggiamento della grafite sono:

- Accumulo di energia (effetto Wigner)
- Variazioni delle caratteristiche termiche (riduzione della conducibilità termica, aumento del coefficiente di dilatazione, etc.)
- Variazioni dimensionali
- Variazioni delle proprietà meccaniche (aumento del carico di rottura e del modulo di Young, scorrimento viscoso, etc.)

Alcuni di questi effetti possono pregiudicare l'efficienza del moderatore durante la sua vita. A pari temperatura e a parità di dose il danneggiamento è maggiore nella grafite irradiata a flussi più elevati, poiché minore è il tempo disponibile per il rinvenimento (annealing) dei difetti prodottisi [67]. Nei reattori di potenza, per il calcolo della dose, si fa riferimento all'energia sviluppata nel combustibile in prossimità della posizione irraggiata; le unità di dose vengono tradizionalmente espresse in MW_d/t_a , dove t_a sta per 'tonnellata di combustibile adiacente'.

Effetto Wigner

L'energia dissipata nella grafite per la termalizzazione dei neutroni veloci tende ad accumularsi per via della struttura atomica della grafite (si veda successivo §5.2); se un campione di grafite è portato ad una temperatura superiore a quella di irradiazione, avviene un rilascio parziale di tale energia, sotto forma di calore. Il fenomeno è legato alla mobilità dei difetti che, all'aumentare della temperatura, tende a far diminuire, con un parziale annichilimento, lo stato di disordine del materiale. Il processo può diventare pericoloso se l'energia rilasciata per unità di massa o per grado, $\frac{dE}{d\theta}$ è maggiore del calore specifico del materiale irraggiato $c_{p,irr}$; infatti il fenomeno dell'aumento di temperatura si autososterrebbe a partire dalla temperatura θ_1 fino alla temperatura θ_2 per cui il 'contenuto apparente di entalpia':

$$H(\theta_1, \theta) = \int_{\theta_1}^{\theta} c_{p,irr} d\theta - \int_{\theta_1}^{\theta} \frac{dE}{d\theta} d\theta$$

è negativo.

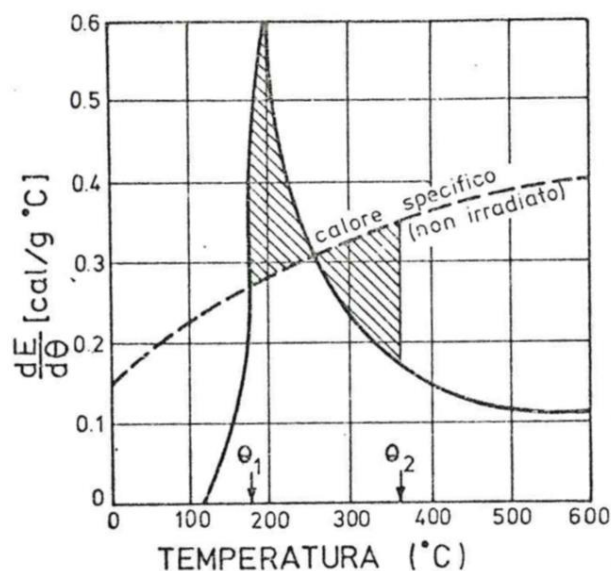


Figura 79 – Rilascio di energia nella grafite [67].

Lo studio di questo fenomeno, noto come effetto Wigner, viene generalmente compiuto analizzando $\frac{dE}{d\theta}$ in funzione della temperatura di rinvenimento (annealing), per vari valori delle dosi integrali e della temperatura di irradiazione. L'accumulo di energia dissipata nella grafite durante la termalizzazione dei neutroni veloci si riduce sensibilmente all'aumentare della temperatura di irradiazione. Nei reattori a bassa temperatura è necessario effettuare dei rinvenimenti periodici, onde evitare innalzamenti intollerabili della temperatura della grafite. I reattori di potenza sono progettati invece per operare a temperature sempre al di sopra della temperatura di rinvenimento, anche nelle zone più fredde (parte inferiore del nocciolo), dove sono comunque posizionate le sonde 'Wigner' per il monitoraggio di questo effetto qualora dovesse manifestarsi in condizioni diverse da quelle previste dal progettista.

Conducibilità termica

Una delle proprietà fisiche di cui è importante conoscere l'evoluzione con il grado di irraggiamento è la conducibilità termica. Infatti una diminuzione nella conducibilità termica, dovuta al danneggiamento per irradiazione provoca un notevole aumento del gradiente di temperatura nei blocchi di grafite. Poiché sia il coefficiente di dilatazione (CTE) che le variazioni dimensionali sono dipendenti dalla temperatura, i gradienti termici generano notevoli sforzi meccanici nella grafite stessa. Il coefficiente di dilatazione termica aumenta con l'irradiazione, questo effetto dipende dalla direzione e in modo non regolare dalla dose e dalla temperatura di irraggiamento. All'aumentare della temperatura, l'effetto della dose si riduce apprezzabilmente, mentre ad una stessa temperatura tende a saturarsi. La conoscenza delle variazioni della conducibilità termica nella grafite assume particolare rilevanza nel caso dei reattori in esercizio da molti anni, ciò al fine di stimare la 'vita residua' della grafite e quindi del reattore. Nel caso dello smantellamento la conoscenza della conducibilità termica residua della grafite non riveste particolare importanza.

Variazioni dimensionali

I difetti indotti dall'irradiazione neutronica producono nel cristallo singolo e nei blocchi di grafite delle variazioni dimensionali diverse a seconda della direzione. Per tenere conto degli effetti suddetti nei reattori del tipo Magnox fu previsto all'inizio del funzionamento un gioco tra i blocchi di grafite, in direzione normale a quella di estrusione, di circa il 3% [67].

Proprietà meccaniche

Considerato il comportamento anisotropo e parzialmente anelastico della grafite (presenza di deformazioni permanenti dopo cicli di carico e scarico), il modulo di elasticità deve essere specificatamente definito. Da rilevamenti su caratteristiche sforzi-deformazioni si osserva un aumento abbastanza rilevante del modulo alle stesse dosi e poi la tendenza a diminuire fino a saturazione (si veda il successivo §5.2). Poiché il modulo e il limite di rottura tendono a variare nello stesso senso, la dilatazione a rottura è poco influenzata dall'irraggiamento. L'influenza dei vari parametri, come la temperatura d'irradiazione, dose e direzione si presenta in maniera abbastanza complessa.

Creep

Un altro effetto prodotto dall'irraggiamento sulla grafite, sottoposta a tensione costante, è uno scorrimento viscoso assimilabile al creep. Da un punto di vista pratico, interessa osservare come in un moderatore di grafite esistano gradienti di flusso neutronico e di temperatura. Poiché le variazioni dimensionali dipendono sia dalla dose che dalla temperatura, questi gradienti producono dilatazioni o ritiri differenti da punto a punto che danno luogo ad una distribuzione di sforzi. Inoltre risulta che l'effetto dei gradienti di temperatura viene esaltato man mano che all'aumentare della dose diminuisce la conducibilità termica della grafite. Ciò ha vincolato i progettisti a disegnare la struttura moderante in modo da ridurre il passo del reticolo e le dimensioni dei blocchi oppure ricorrendo ad accorgimenti tali da mantenere nella grafite una temperatura il più uniforme possibile [67].

Va tuttavia osservato che un aumento della temperatura media è favorevole in tal senso, in quanto tende a far diminuire gli effetti di irradiazione e quindi gli sforzi meccanici ad essi associati. Inoltre il pericolo degli sforzi, dovuto a dilatazioni differenziali, è ridotto dal fatto

che le eventuali fessure formatesi nei blocchi di grafite non tendono a propagarsi in quanto localmente le deformazioni non sono più impedita dalla coesione del materiale [67].

5.2 Metodi e grandezze utilizzati per le valutazioni sulla grafite irraggiata

Le principali problematiche connesse all'uso della grafite come moderatore sono da ricercarsi nelle variazioni dimensionali e nelle variazioni delle proprietà fisiche, che avvengono con continuità all'interno del reattore, causate essenzialmente da 2 effetti che si sovrappongono: l'ossidazione radiolitica e la conseguente perdita di massa e il danno da neutroni veloci. Il range di variazione delle proprietà fisiche e delle dimensioni dei blocchi di grafite è in genere molto ampio e dipende caso per caso; i modelli 'di impiego generale' proposti e tuttora utilizzati per prevedere l'evoluzione delle grandezze in gioco sono molto complessi e in alcuni casi molto 'conservativi'. La 'degenerazione' della grafite, unitamente al fatto che essa non è 'sostituibile', costituisce un altro aspetto caratteristico dei reattori GGCR (rispetto ad esempio ai PWR o BWR) che ne limita le modalità di utilizzo (fattore di utilizzazione, temperatura e tipologia di refrigerante) e la vita utile. Lo stato 'a freddo' dei noccioli in grafite dopo lo spegnimento definitivo del reattore, ovvero la determinazione delle proprietà meccaniche residue della grafite, rivestono un ruolo importantissimo ai fini della determinazione della strategia di smantellamento di tali tipi di unità e della gestione della grafite irraggiata come rifiuto radioattivo.

A supporto della valutazione sullo stato della grafite nel nocciolo sono stati approntati e reperibili in letteratura una serie di data base che consentono di mettere in relazione parametri nucleari quali, flusso neutronico, temperatura, tempo di permanenza nel reattore etc. con grandezze di interesse della grafite quali moduli elastici e di taglio, resistenza a trazione e compressione, etc. applicando idonei fattori di correzione. Tali data base, in forma tabellare o grafica sono stati utilizzati nel presente lavoro per stimare le caratteristiche della grafite irraggiata del reattore di Latina.

5.2.1 Danneggiamento della grafite da neutroni veloci

All'interno del reattore, un neutrone veloce ($E_n > 100$ keV) che urta un nucleo di carbonio perde una frazione significativa della sua energia che viene trasferita al nucleo bersaglio (scattering elastico). Tenendo conto che l'energia di legame dell'atomo di carbonio nel piano di grafite è di circa 5 eV, allora qualsiasi energia ceduta che sia superiore a questa ne provoca lo spostamento. La dislocazione di un atomo di carbonio provoca a sua volta lo spostamento di quelli vicini e così via dando origine ad una cascata di spostamenti (Figura 81). Come è noto, il reticolo cristallino della grafite è costituito da piani paralleli (layers di grafene), tenuti insieme tra loro da legami deboli, composti da esagoni ai cui vertici si collocano gli atomi di carbonio (Figura 80). In seguito ad un urto con un neutrone, un atomo di carbonio, può spostarsi in una cosiddetta posizione interstiziale, ovvero tra 2 piani, lasciando nel piano precedente una cosiddetta 'vacanza'. Gli atomi che vengono a trovarsi via via in posizioni interstiziali possono raggrupparsi a formare dei 'loop' andando a deformare i piani immediatamente adiacenti, originando una struttura non più planare ma che si sviluppa lungo una direzione perpendicolare al piano. Al pari degli atomi interstiziali, anche le vacanze lasciate nel layer di origine tendono a raggrupparsi, formando delle 'linee di vacanze' il cui effetto è la contrazione dei layers adiacenti alla linea di vacanze ovvero la contrazione del cristallo nella direzione parallela ai layers (Figura 81).

Space Group: $C6/mc(D_{6h}^4)$
Unit cell:
 $a = 2.4612 \pm 0.0001 \text{ \AA}$
 $c = 6.7079 \pm 0.0007 \text{ \AA}$
Volume = 35.190 \AA^3
Atoms per unit cell = 4
Crystal density = 2.266 g/cm^3

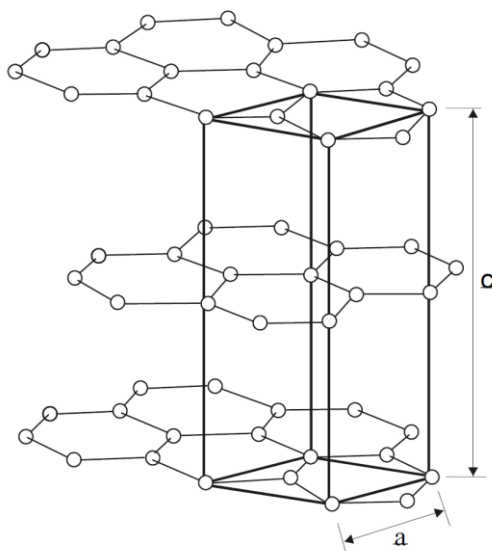


Figura 80 – Reticolo cristallino della grafite: a dimensione caratteristica nei piani di grafene, dimensione caratteristica perpendicolare ai piani [5].

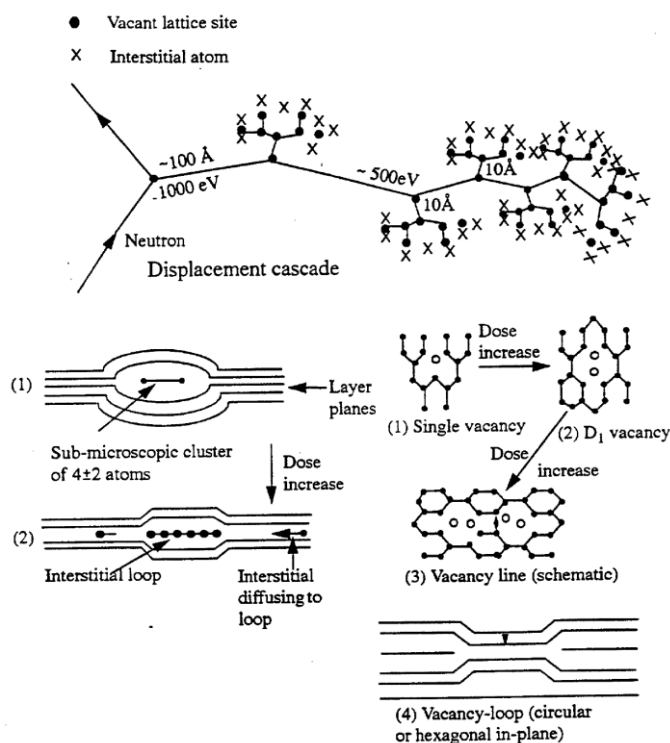


Figura 81 – Schema di danneggiamento da neutroni veloci della grafite [4].

La maggior parte degli atomi spostati tende a rioccupare, per successivi urti o per altri fenomeni, le posizioni 'normali' del reticolo tuttavia una significativa aliquota tende invece a formare difetti tali da indurre variazioni nelle proprietà del materiale. Un fenomeno, noto come annealing, contribuisce a ripristinare la normale struttura del reticolo. Tale fenomeno è dunque legato alla temperatura per cui, risulta che i difetti e quindi le variazioni di proprietà della grafite, dipendono oltre che dalle caratteristiche e dalla durata dell'irraggiamento, anche dalla temperatura; è stato riscontrato sperimentalmente che [4]:

- una data dose da neutroni produrrà un danno netto maggiore su un campione di materiale, delle medesime caratteristiche, se la temperatura alla quale avviene l'irraggiamento è minore
- tanto più è elevata la dose, a parità di temperatura e di durata di irraggiamento, tanto più il danno netto sarà grande
- lo stesso danno potrà essere provocato in un intervallo di tempo più breve, riducendo la temperatura di irraggiamento a parità di dose.

Quest'aspetto del meccanismo di danneggiamento da neutroni è particolarmente importante ed utile nella fase di valutazione delle caratteristiche del materiale irraggiato come verrà illustrato nei successivi paragrafi.

L'entità del danno subito da un elemento in grafite da una sorgente di neutroni è funzione dell'intensità della sorgente, della distanza dalla sorgente e dallo spessore del materiale presente tra la sorgente e il componente 'bersaglio' [4].

L'attenuazione del danno attraverso la grafite fu misurata per la prima volta da Kinchin [5] negli anni '50 del secolo scorso, che determinò il rateo di danneggiamento relativo in diverse posizioni del nocciolo e del riflettore del reattore sperimentale BEPO; i risultati hanno consentito di valutare il danneggiamento relativo della grafite in funzione della distanza da una sorgente lineare di neutroni di fissione, a sua volta posizionata in un mezzo di grafite di densità fissa. I risultati ottenuti da Kinchin sono stati riordinati nella curva di Figura 82 [5].

La curva può essere utilizzata per ricavare il valore integrale di una funzione di danno in qualsiasi posizione all'interno della pila di grafite di un reattore Magnox considerando la presenza di varie sorgenti lineari di neutroni (barre di combustibile), le distanze tra il punto di calcolo e le sorgenti, gli spessori di moderatore frapposti tra le sorgenti e il punto di calcolo. Anche se la curva è stata determinata con i dati sperimentali ottenuti con il reattore BEPO, la cui grafite aveva una densità pari a $1,6 \text{ g/cm}^3$, essa può essere comunque applicata a qualsiasi reticolo di grafite di densità diversa, semplicemente scalando la distanza dalla sorgente secondo la formula [4] e [5]:

$$r_g = 1,6 \frac{r}{\rho_g} ,$$

con ρ_g che rappresenta la densità bulk della grafite di cui si vuole misurare il danneggiamento. Nota infine la distribuzione di potenza ovvero noti il burnup medio del reattore e dei singoli canali (MWday/t), il tempo di funzionamento del reattore e il fattore di utilizzazione è possibile calcolare il tasso di danno sommando i contributi di tutti i canali contenenti il combustibile [4]. Una volta nota la funzione di danno è possibile stimare gli effetti dell'irraggiamento da neutroni veloci sul componente di grafite, come verrà esposto nei successivi paragrafi. La curva sperimentale di Kinchin è in accordo con diversi modelli teorici (ad esempio Thompson-Wright, [5]), per i quali si rimanda alle pubblicazioni specialistiche elencate nelle bibliografie di [5] e [6]. La curva di 'assorbimento del danno' in funzione della distanza dalla sorgente, elaborata da Boden e Russel, in Figura 83, è una versione migliorata della curva di Kinchin ottenuta attraverso simulazioni Montecarlo [4].

Il modello di cui sopra consente di effettuare anche i calcoli manualmente, almeno per le configurazioni più semplici, o può essere facilmente implementato in un codice o in un foglio di calcolo [4]; esso, per quanto semplice e surclassato da metodi di calcolo più recenti,

consente di effettuare delle valutazioni abbastanza precise in particolare nel caso dei noccioli dei reattori Magnox; per questo motivo si è scelto di utilizzare questo metodo nel presente lavoro che, per il particolare scopo, richiede stime conservative.

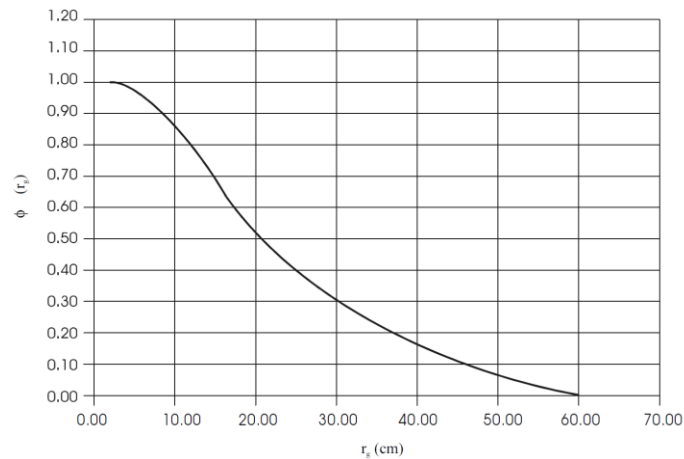


Figura 82

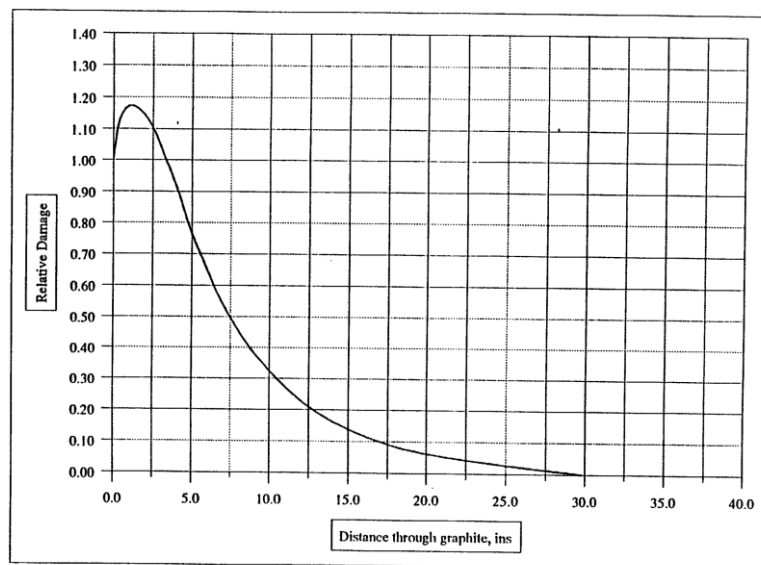


Figura 83 – Curva di Boden e Russel, che mette in relazione il danno relativo con la distanza dalla sorgente [4].

Nel paragrafo §6.3.4 si riporta il dettaglio dei calcoli effettuati per valutare la funzione di danno df nel caso del reattore di Latina.

5.2.2 Equivalent DIDO Nickel Dose - EDND

Per correlare i dati ottenuti da diversi reattori sperimentali e per poter utilizzare i risultati di queste esperienze per valutare il danneggiamento della grafite nei reattori di potenza, indipendentemente dalla configurazione del reticolo e dalle condizioni operative, è necessario introdurre uno standard con il quale convertire la potenza del combustibile

(massima e media) e le dosi integrate. Lo standard 'storico', utilizzato inizialmente nel Regno Unito, era il *Calder equivalent rating* (per la potenza del combustibile, MW/t) e la *Calder equivalent dose* (MWd/t). Supponendo di voler valutare il danno della grafite in un dato punto di un reattore e data la potenza P del combustibile (MW/t) in quel punto, si definisce il *Calder equivalent rating*, P_e , come la potenza che avrebbe il combustibile del reattore di Calder Hall tale da produrre, in una posizione standard nella grafite di quel reattore, il medesimo tasso di danno.

La posizione standard nel reattore di Calder Hall, è localizzata sulla parete del canale assiale di un blocco di grafite in un punto che si trova sulla linea che unisce il centro del canale al centro del canale più vicino (Figura 84). Il blocco di grafite ha un canale assiale di 3,55 in (90,17 mm) di diametro, è posto in un reticolo con un passo uniforme di 8 in (203,2 mm), contenente un elemento di combustibile costituito da una barra di uranio metallico di diametro 1.15 in (29.21 mm).

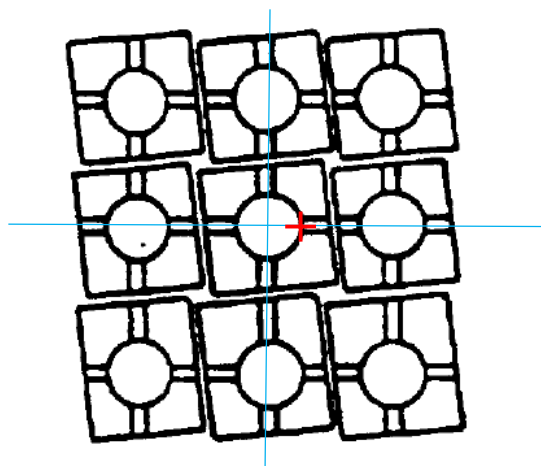


Figura 84 – Reticolo del nocciolo del reattore Magnox di Calder Hall (UK) [7] ed esempio di posizione standard per il calcolo delle grandezze equivalenti.

Per il dettaglio sulla formula per il calcolo del Calder equivalent rating si rimanda a [4]. La Calder equivalent dose (MWd/t) si ottiene moltiplicando la potenza equivalente del combustibile per il tempo di irraggiamento espresso in giorni. Poiché la maggior parte dei dati degli esperimenti di irraggiamento della grafite ad alte dosi sono stati effettuati con il DIDO Materials Test Reactor di Harwell, UK, dal 1972 la IAEA raccomanda di convertire le grandezze in 'DIDO equivalenti'. In letteratura sono state elaborate delle tabelle di conversione come la Tabella 12.

Tabella 12 – [5] e [6]

TABLE 1.6. CONVERSION OF VARIOUS GRAPHITE DAMAGE DOSE UNITS TO EQUIVALENT DIDO NICKEL DOSE

Dose or flux units and original source	Multiply by
Equivalent DIDO nickel dose (EDND or DNE) UKAEA	1.0
Equivalent fission dose (33) UKAEA	0.547
Calder equivalent dose (MWd/Ate) UKAEA	1.0887×10^{17}
¹ BEPO equivalent dose UKAEA	0.123 (Morgan gives 0.0962 ± 0.01)
Neutron dose $n \cdot cm^{-2}$ ($E_n > 0.05$ MeV) USA	0.5
Neutron dose $n \cdot cm^{-2}$ ($E_n > 0.18$ MeV) USA	0.67
Neutron dose $n \cdot cm^{-2}$ ($E_n > 1.0$ MeV) USA	0.9

MWd/Ate(USA) - Hanford Irradiations, USA. Morgan (1974a) gives values for 1MWd/Ate of $4.56 \times 10^{16} n \cdot cm^{-2}$ ($E_n > 0.18$ MeV) originally due to Nightingale (1962) and $5.18 \times 10^{16} n \cdot cm^{-2}$ ($E_n > 0.18$ MeV) due to De Halas; that is multiply by 3.26×10^{16} to give EDND.

Per convertire dunque la Calder Equivalent dose (MWd/t) in Equivalent DIDO Nickel Dose (n/cm^2) o EDND è sufficiente moltiplicare per il fattore di conversione $1,0887 \times 10^{17}$.

Le unità di misura dell'irraggiamento della grafite sono quindi la 'Equivalent DIDO Nickel Dose' e la 'Equivalent DIDO Nickel Flux' (EDND e EDNF, rispettivamente) definite come la dose ed il flusso di neutroni veloci che producono l'attivazione nota di un campione di Nickel in una posizione standard del DIDO MTR; in particolare in un dato punto del reattore si definisce la EDNF o φ_{Ni} come:

$$\varphi_{Ni} = \frac{\varphi_{Ni(s)} \varphi_d}{\varphi_{ds}} \quad n/cm^2/s$$

dove:

φ_{ds} = tasso di spostamento di atomi di carbonio in una posizione standard del reattore DIDO pari a $5,25 \times 10^{-8}$ (dpa/s),

$\varphi_{Ni(s)}$ è il flusso che produce l'attivazione del campione di Nickel nella posizione standard di misura del reattore DIDO, pari a $4 \times 10^{13} n/(cm^2 s)$,

φ_d è il tasso di spostamento di atomi di carbonio (dpa/s) nella posizione di interesse.

Quindi la EDNF in un punto di interesse potrà essere espressa come:

$$\varphi_{Ni} = \frac{\varphi_d}{1,313 \times 10^{-21}} \quad [n/(cm^2 s)] \quad \text{oppure} \quad \varphi_d = 1,313 \times 10^{-21} \varphi_{Ni} \quad [dpa/s]$$

La EDND è l'integrale dell' EDNF rispetto al tempo, per cui una dose unitaria EDND ($1 n/cm^2$) corrisponde a $1,313 \times 10^{-21}$ spostamenti per atomo (dpa), [11].

La valutazione della EDND è importante perché i data base, in forma tabellare o grafica (si vedano i successivi paragrafi §5.2.4, §5.2.5, e §5.2.6), approntati per consentire di conoscere le proprietà della grafite irraggiata sono proprio in funzione di questa grandezza e parametrizzati rispetto alla temperatura DIDO equivalente.

5.2.3 Temperatura DIDO equivalente

Ai fini delle valutazioni sulle proprietà della grafite irraggiata è necessario considerare il tasso netto di produzione del danno come differenza tra il tasso di produzione del danno e il rateo di 'riparazione', riconducibile al fenomeno dell'annealing a sua volta funzione della temperatura: all' aumentare della temperatura il tasso di riparazione dovuto all' annealing aumenta; sperimentalmente si è riscontrato che, fissata la temperatura, se il tasso di danno aumenta (ad esempio perché aumenta la quantità di neutroni veloci, o perché l'irraggiamento dura di meno ndr.) l'ammontare di danni riparati per annealing diminuisce. In altre parole, la ricottura di danno è funzione sia della temperatura che del tempo di irradiazione: se uno di questi parametri si riduce ci saranno meno danni riparati per 'ricottura'. Quindi non è sufficiente ricondurre tutto ad un tasso 'standard' di produzione del danno se non si definisce nel contempo a quale temperatura si verifica ciò. Pertanto quando si deve valutare il danno nella grafite di un certo reattore, in un dato punto occorre considerare la temperatura alla quale avviene l'irraggiamento e convertirla in una temperatura equivalente.

Anche nel caso della temperatura equivalente si fa riferimento a situazioni sperimentate in reattori in cui, noti il flusso ad una certa temperatura, in un dato punto e il danno netto (al netto dell'annealing) prodotto da quel flusso, si ricava la relativa grandezza equivalente.

La temperatura di riferimento storicamente utilizzata e tutt' ora valida per calcoli conservativi, per i soli reattori Magnox, è la 'Calder Equivalent Temperature' definita come la temperatura della grafite, che si avrebbe nella posizione standard di riferimento del reattore di Calder Hall quando la potenza del combustibile è pari a 3,12 MW/t e tale da produrre un danno netto complessivo pari a quello che si produrrebbe nel punto di interesse del reattore in esame.

Nei database, mediante i quali è possibile stimare le variazioni delle proprietà meccaniche della grafite irraggiata, le grandezze di interesse sono sempre in funzione della EDND e parametrizzate rispetto alla 'temperatura DIDO equivalente' ovvero ad una temperatura in una posizione standard del DIDO Material Test Reactor nella quale sono state effettuate la maggior parte delle esperienze di irraggiamento ad alte dosi (utilizzate poi per la costruzione dei database di cui sopra). In tale posizione il flusso EDNF, come detto nel precedente paragrafo, è pari a $4 \times 10^{13} \text{ n}/(\text{cm}^2 \text{ s})$. Per calcolare la temperatura DIDO equivalente usualmente indicata con ϑ e misurata in gradi Kelvin si usa la seguente formula:

$$\frac{1}{\vartheta} - \frac{1}{T_i} = \frac{k}{E} \log_e \left(\frac{\phi_{EDNF}}{4 \cdot 10^{13}} \right)$$

dove

T_i è la temperatura, in gradi Kelvin alla quale viene irraggiata la grafite nel reattore in questione,

$k = 8,617 \times 10^{-5} \text{ eV/K}$ è la costante di Boltzmann,

E è l'energia di attivazione che nel caso della grafite PGA dei reattori Magnox è solitamente presa pari a 1,2 eV [4],

Tabella 13 - [4]

Table 2.2 - Activation Energy Values for Calculating DIDO Equivalent Temperatures when Determining the Irradiation - Induced Property Changes of PGA and Gilsocarbon Graphites

Property Change		Activation Energy, eV	
		PGA	Gilsocarbon
Dimensional Changes		1.2	3.0
Coefficient of Thermal Expansion		1.2	3.0
Thermal Conductivity		1.2	3.0
Stored Energy		1.2	-
Young's Modulus	YM versus dose	1.2	-
	YM Saturated Pinning Term	-	1.2
	YM Structure Term	-	3.0
Static Strength	YM versus dose	1.2	-
	YM Saturated Pinning Term	-	1.2
	YM Modified Structure Term	-	3.0
Impact Strength, E _i /E _{max}		-	3.0
Irradiation Creep, YM Structure Term		-	3.0

Φ_{EDNF} è l'*Equivalent DIDO nickel dose rate* ($n/(cm^2 s)$) nel punto selezionato del reattore considerato.

Le variazioni dimensionali, fisiche e meccaniche che avvengono nella grafite per effetto combinato dell'irraggiamento con neutroni veloci e della perdita di massa dovuta all'ossidazione radiolitica sono descritte da modelli teorici e semi-empirici molto complessi e di non sempre facile applicazione. In aggiunta a ciò l'entità di queste variazioni dipende dal tipo di grafite nucleare e dal metodo di fabbricazione: si hanno ad esempio grafiti modellabili come materiali anisotropi, ortotropi (PGA e PGB) o isotropi (Gilsocarbon, Toyo Tanso IG-110 etc.). Le valutazioni sulle proprietà della grafite irraggiata sono inoltre complicate dal fatto che l'interpretazione dei risultati, ottenuti attraverso l'applicazione di una certa metodologia, spesso non sono univoche o non facilmente verificabili con i dati storici del reattore o con i risultati di analisi su campioni irraggiati (dati molto dispersi); donde la necessità di affrontare il problema con un approccio conservativo.

5.2.4 Variazioni dimensionali

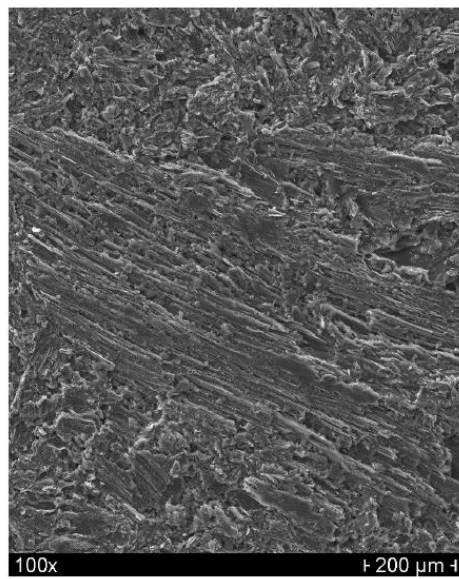
Il danneggiamento ad opera degli urti con i neutroni veloci, provoca una deformazione (accrescimento) del cristallo nella direzione *c*, perpendicolare ai piani di grafene (si veda precedenti Figura 80 e Figura 81) e una contrazione del cristallo nella direzione *a*. E' stato riscontrato sperimentalmente che:

- questo comportamento avviene a qualsiasi dose
- le variazioni del volume occupato dal cristallo sono maggiori quando l'irraggiamento avviene a temperature comprese tra la temperatura ambiente e 300°C, ovvero quando si verifica l'accumulo di energia che produce l'effetto Wigner.
- Oltre i 300°C le variazioni di forma dei cristalli sono modeste o nulle.

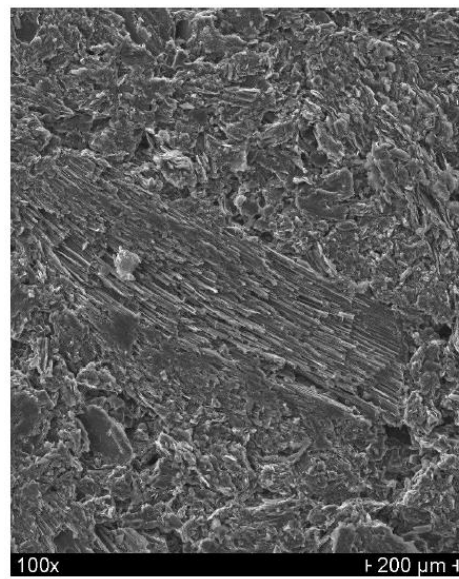
Ciò vuol dire che i blocchi di grafite della parte del nocciolo al di sotto e nell' intorno del piano di simmetria sono stati maggiormente soggetti, durante l'esercizio, alle variazioni di volume, rispetto ai blocchi del moderatore della parte superiore al piano medio e ai blocchi del riflettore superiore.

L'espansione termica del cristallo non è uniforme ma diversa nelle direzioni di riferimento *a* e *c* del cristallo durante la fabbricazione, in particolare nella fase di raffreddamento dopo la

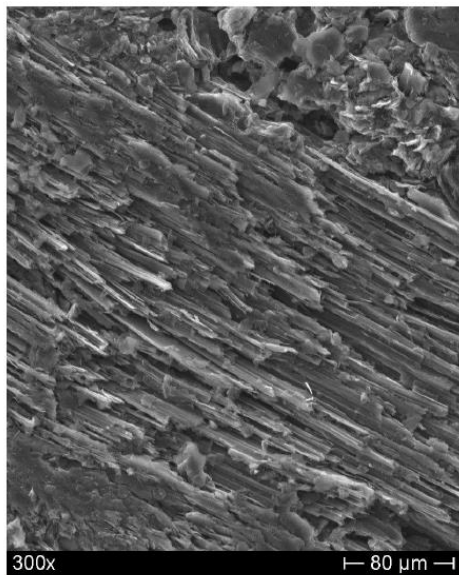
grafitizzazione, si formano delle fratture inter-cristalline. L'unione di queste fratture inter-cristalline porta alla formazione di micro porosità nella struttura della grafite note come difetti di Mrosowski (dal nome dello scopritore); le microporosità sono responsabili della differenza di densità tra il manufatto di grafite (densità 'bulk' $1,60 \div 1,80 \text{ g/cm}^3$) e la densità del cristallo ($2,23 \text{ g/cm}^3$). Durante l'irraggiamento parte delle deformazioni del cristallo nella direzione c vengono 'riassorbite' all'interno dei difetti di Mrosowski. La materia prima con cui si fabbrica la grafite artificiale, ovvero il pet-coke, è composto da particelle aghiformi; i blocchi di grafite PGA e PGB sono ottenuti estrudendo questo materiale; osservando la microstruttura della grafite si rilevano, tra i piani cristallini orientati in modo casuale, significative aliquote di piani cristallini allineati nella direzione di estrusione [4] e Figura 85.



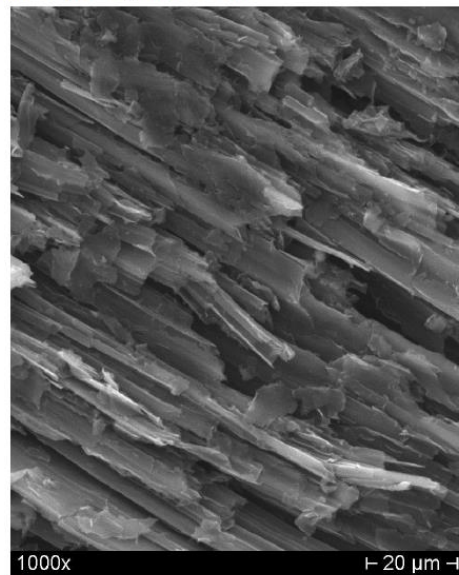
S15a: xz-13-100x – SEC. Area del provino caratterizzata da lamelle di grafite aventi tessitura orientata.



S15b: xz-14-100x – SEC. Area del provino caratterizzata da lamelle di grafite aventi tessitura orientata. Si osserva come l'orientazione delle lamelle sia all'incirca la stessa rilevata nei due campi immagine S14d e S15a.



S15c: xz-15-300x – SEC. Ingrandimento dell'immagine precedente (S15b).



S15d: xz-16-1000x – SEC. Ingrandimento dell'immagine precedente (S15c).

Figura 85 - Immagini digitali relative alle analisi condotte al SEM in modalità SEC (elettroni secondari) su campioni di grafite PGA vergine del reattore di Latina [Fonte: Sogin].

Ciò si traduce col fatto che, macroscopicamente, un manufatto di grafite anisotropa si comporta allo stesso modo del cristallo: nel caso dei blocchi di grafite PGA del moderatore, tra i 150°C e i 300°C, si osserveranno, sotto irraggiamento, delle contrazioni nella direzione dell'asse del canale praticato nel blocco e un'espansione nelle direzioni perpendicolari a tale asse. Oltre i 300°C i manufatti di grafite PGA sono soggetti a contrazioni sia nella direzione di estrusione che nelle direzioni perpendicolari ad essa [4]. E' stato altresì riscontrato dalle esperienze che l'ossidazione radiolitica non produce effetti apprezzabili sulle variazioni di volume della PGA [4]. I grafici nelle figure Figura 87 Figura 89 Figura 88 e riportano le variazioni dimensionali della grafite PGA ottenuti dagli esperimenti nel reattore DIDO. La variazione dimensionale (%) è espressa in funzione della EDND (n/cm^2) e parametrizzata rispetto alla temperatura DIDO equivalente (calcolata considerando un energia di attivazione di 1,2eV [4]) nel range 150÷650°C. Nei diagrammi in Figura 86 e in Figura 87 si evince che nella direzione parallela alla direzione di estrusione si verificano solamente contrazioni a qualsiasi temperatura; a parità di dose le variazioni dimensionali diminuiscono all'aumentare della temperatura [4].

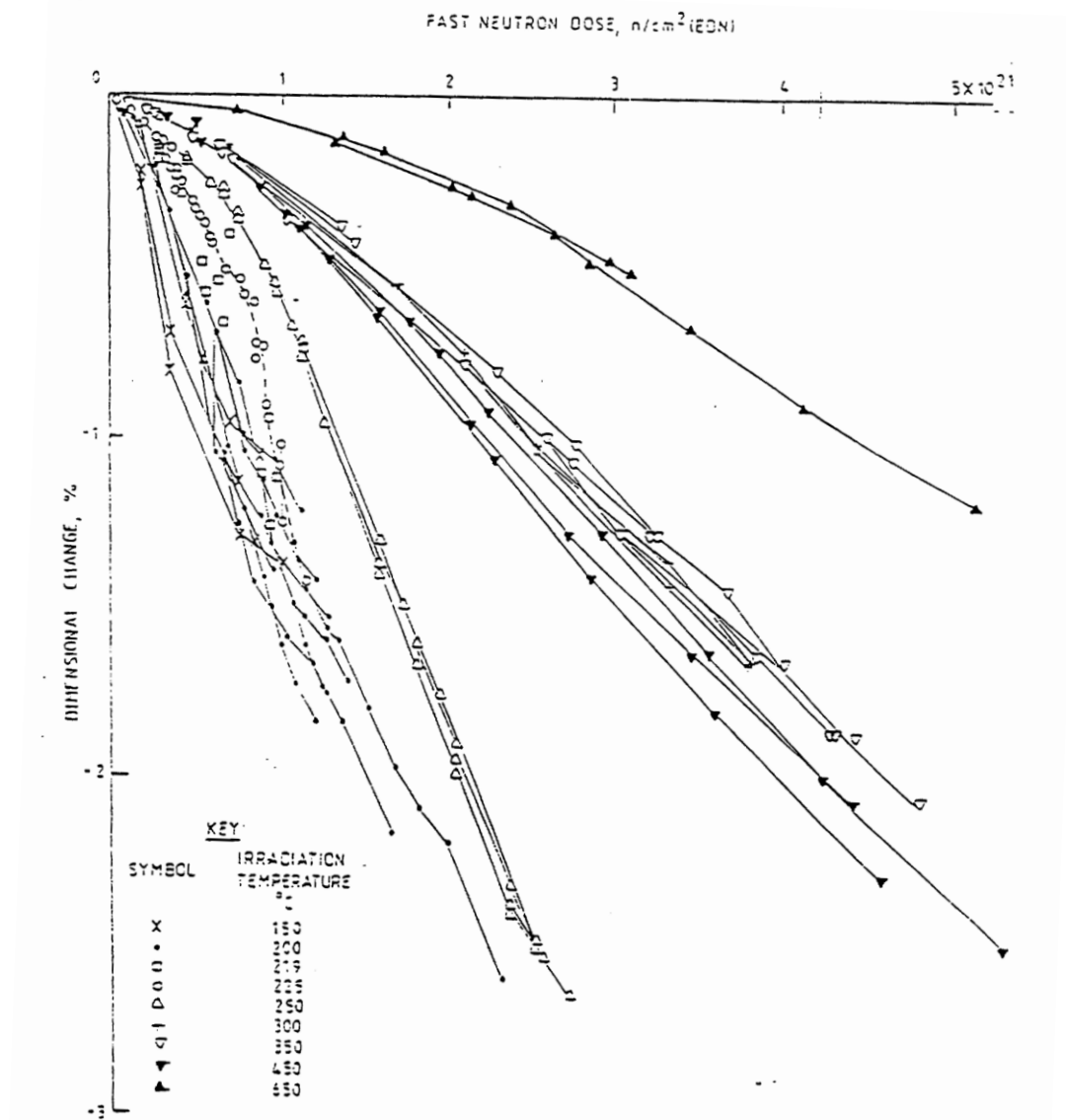


Figura 86 – Variazioni dimensionali della grafite PGA nella direzione parallela alla direzione di estrusione [4].

Dai diagrammi in Figura 89 e Figura 88 si evince invece che al di sotto dei 300°C la grafite si espande nella direzione perpendicolare alla direzione di estrusione e l'entità dell'incremento delle dimensioni aumenta con la temperatura. Nel range 300÷650°C si osserva un'iniziale contrazione nella direzione perpendicolare seguito da un'espansione.

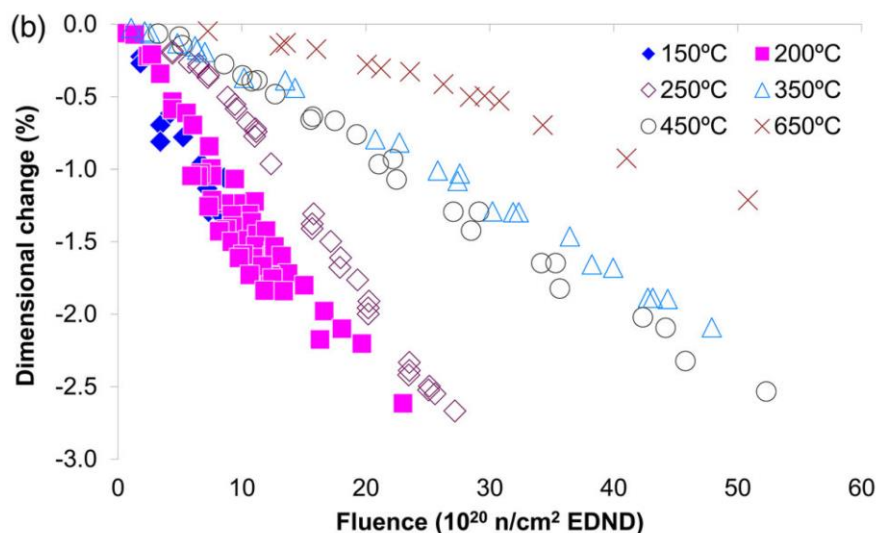


Figura 87 – Variazioni dimensionali della grafite PGA nella direzione parallela alla direzione di estrusione [11].

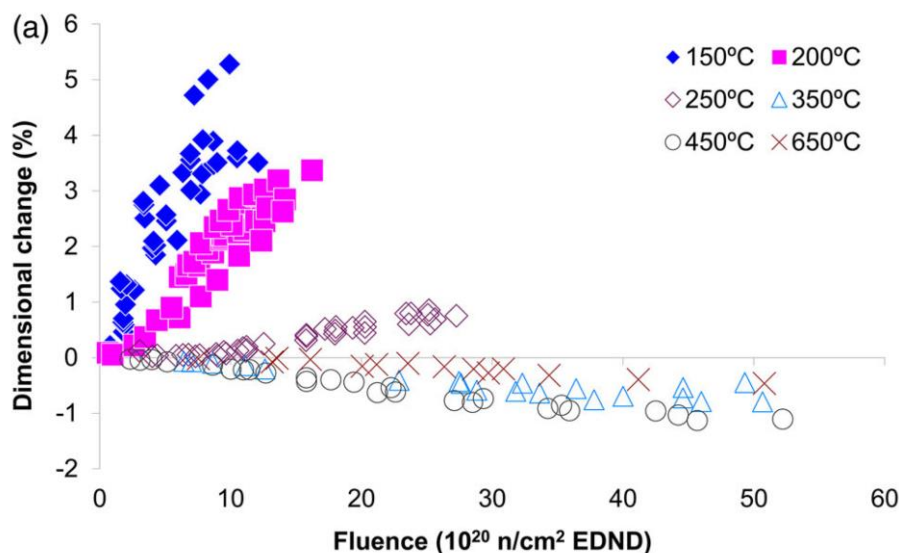


Figura 88 – Variazioni dimensionali della grafite PGA nella direzione perpendicolare alla direzione di estrusione [11].

Nella Figura 90 si riporta il diagramma le variazioni dimensionali della grafite Gilsocarbon utilizzata come moderatore e riflettore nei reattori AGR (II Gen); è da notare il comportamento completamente diverso rispetto alla PGA.

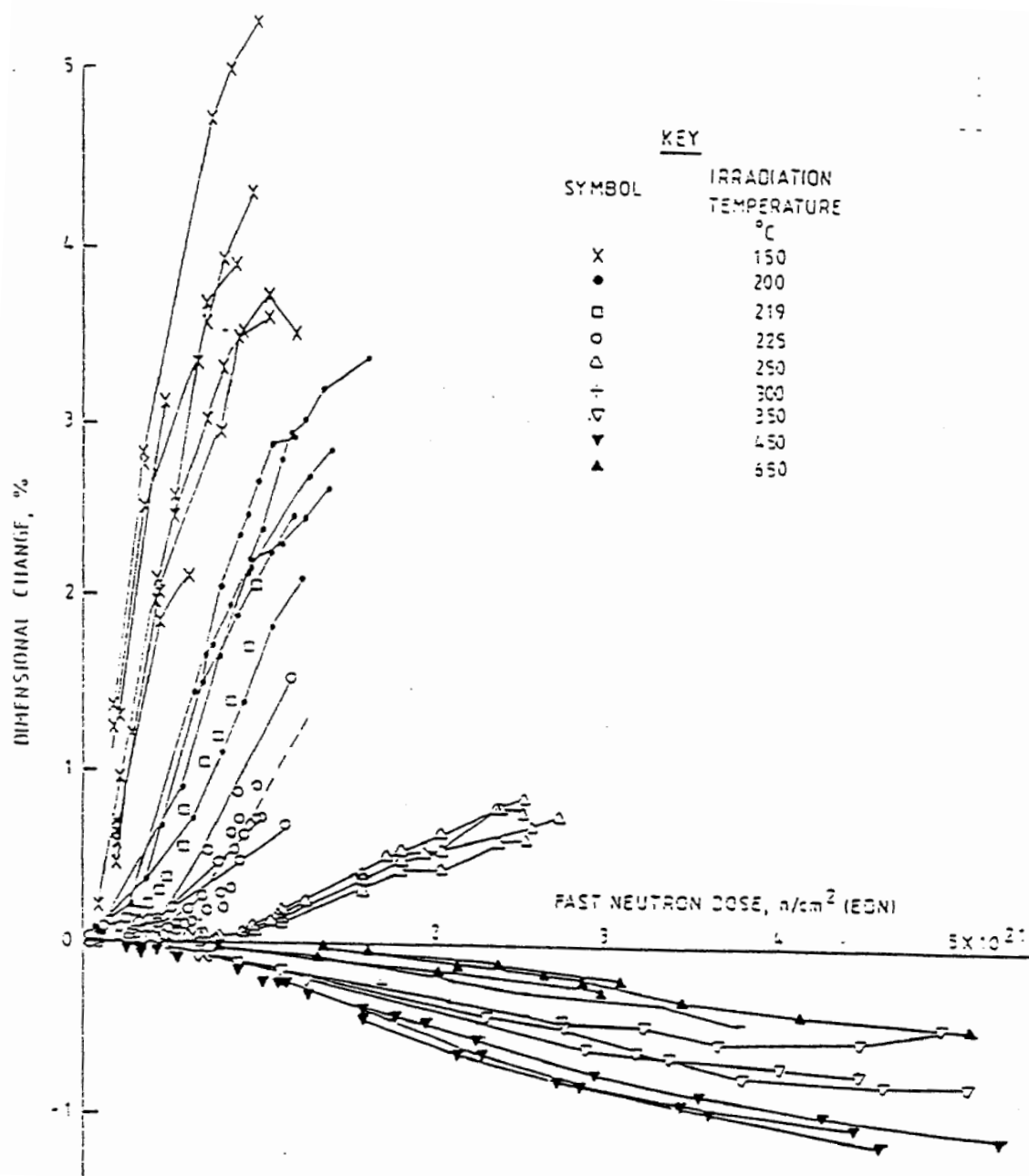


Figura 89 – Variazioni dimensionali della grafite PGA nella direzione perpendicolare alla direzione di estrusione [4].

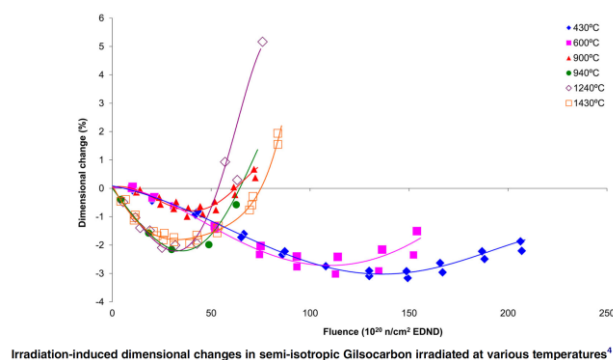


Figura 90 – Variazioni dimensionali nella grafite Gilsocarbon (grafite semi-isotropa) [11].

5.2.5 Proprietà meccaniche: modulo di Young

Le curve tensione-deformazione della grafite vergine sono non lineari, sia nel caso della prova di compressione che di trazione; il materiale presenta un comportamento di isteresi se sottoposto a cicli di carico e scarico con la presenza di una deformazione permanente.

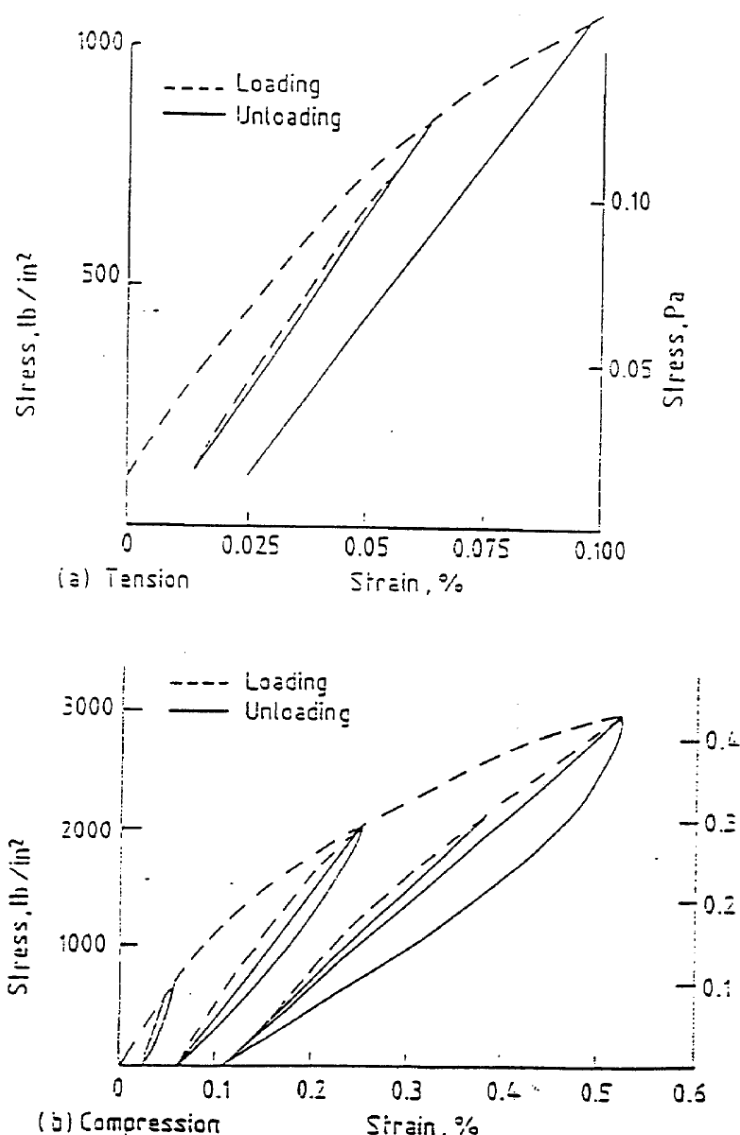


Figura 91 – Diagrammi sforzo-deformazione della grafite PGA vergine, rispettivamente per la prova di trazione (a) e di compressione (b) [4].

Nel caso della grafite vergine, il valore del modulo statico di Young dipenderà dunque dallo sforzo e, per una data deformazione, sarà minore del modulo di Young dinamico: per bassi valori di deformazione i 2 moduli coincidono. A seguito dell'irraggiamento il diagramma sforzo deformazione tende a linearizzarsi, contestualmente alla diminuzione della deformazione permanente e alla diminuzione della deformazione limite di rottura: in pratica la grafite con l'irraggiamento da neutroni veloci tende ad irrigidirsi per cui si riscontra un aumento del modulo di Young e della resistenza a rottura (sforzo ultimo) [4] e [11]. Quest'ultimo aspetto consente, almeno in prima approssimazione, di modellare la grafite irraggiata come un materiale lineare elastico.

Gli esperimenti eseguiti per determinare l'ampiezza delle variazioni del modulo di Young dovute all'irraggiamento si basavano e si basano tuttora sulla misura del modulo di Young dinamico (E_{DYM}). Tuttavia, per le valutazioni circa la resistenza residua della grafite occorre utilizzare il modulo di Young statico (E_{SYM}): la Tabella 37 riporta i valori tipici del rapporto ($E_{SYM}/(E_{DYM})$) per la PGA e altre grandezze caratteristiche sia del materiale vergine che di quello irraggiato, ottenuti da una recente e approfondita campagna di misurazione per la quale si rimanda alla nota bibliografica [12]. I manufatti realizzati con la PGA e la PGB hanno un comportamento ortotropo o più precisamente trasversalmente isotropo (si veda successivo §7.4.3), per cui presenteranno un comportamento nella direzione di estrusione del blocco diverse che nel piano perpendicolare; ciò si traduce col misurare diversi moduli di Young, coefficienti di Poisson, moduli di taglio e diverse resistenze a trazione e a compressione nella direzione di estrusione (le grandezze associate a questa direzione, da ora in poi, saranno indicate con il simbolo //) e in una qualsiasi direzione giacente nel piano perpendicolare alla direzione di estrusione (le grandezze associate a questa direzione, da ora in poi, saranno indicate con il simbolo \perp).

Riorganizzando i dati sperimentali sono state ottenute delle curve, di applicabilità generale, che forniscono ($E/E_0 - 1$), ovvero la variazione del modulo di Young (dinamico) rispetto al valore nel materiale non irraggiato, in entrambe le direzioni caratteristiche del materiale, in funzione della EDND e parametrizzate rispetto alla temperatura equivalente di irraggiamento (calcolata per un energia di attivazione di 1,2eV) nel range da 150÷650°C. Esempi di queste curve sono rappresentate in Figura 92 e Figura 93.

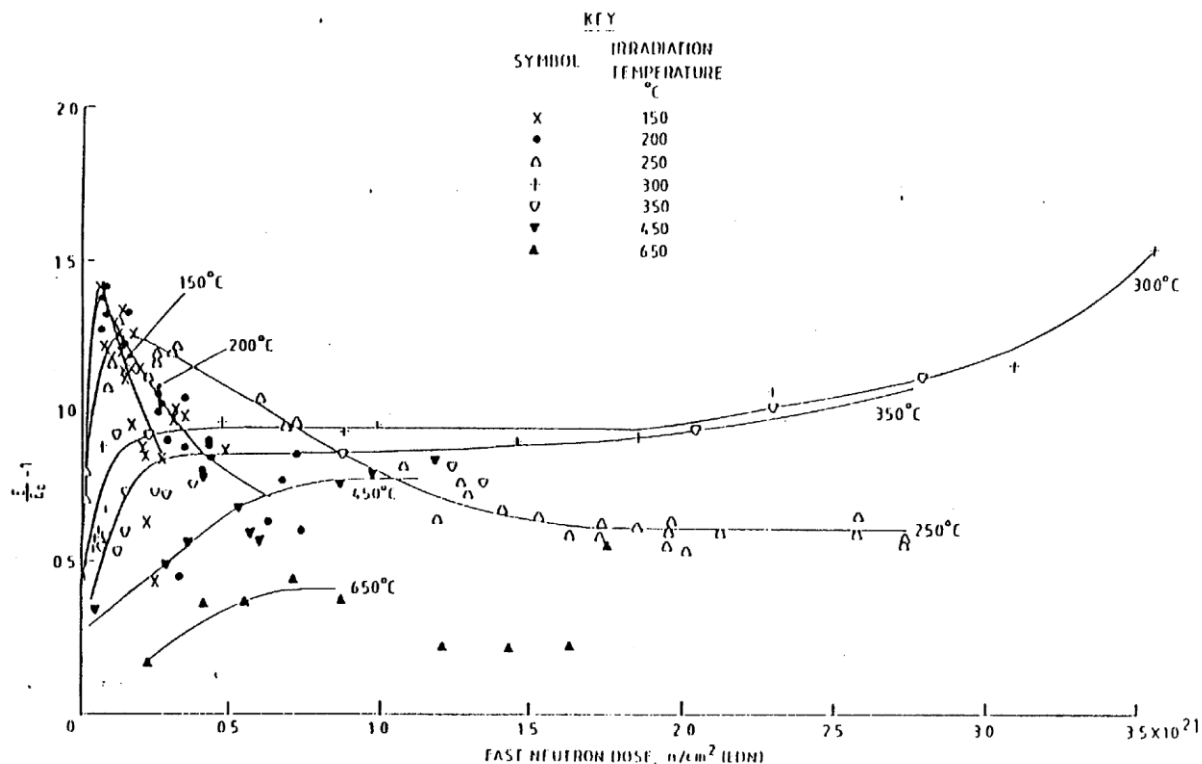


Figura 92 – Variazione del modulo Young in funzione della EDND, nella direzione parallela alla direzione di estrusione [4].

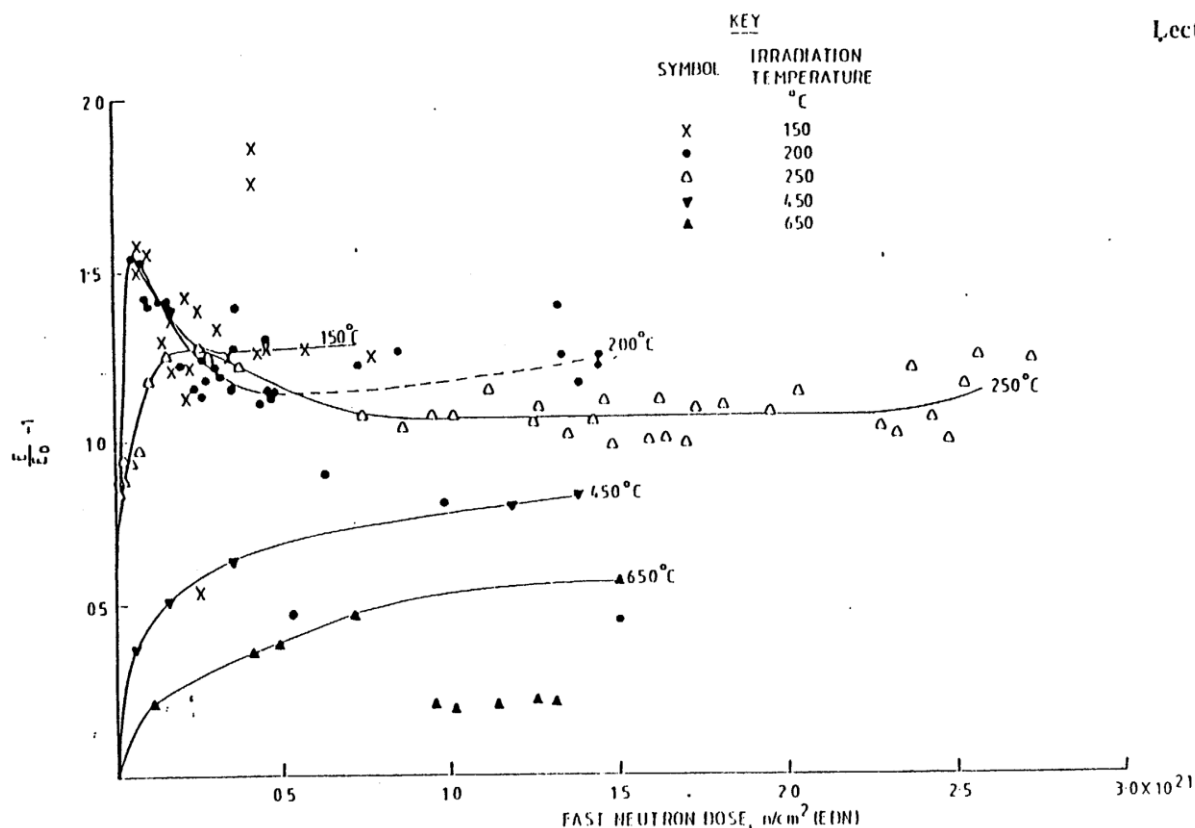


Figura 93 - Variazione del modulo Young in funzione della EDND, nella direzione perpendicolare alla direzione di estrusione [4].

Esse mostrano un comportamento del materiale piuttosto complesso con aumento elevato del modulo di Young a bassi valore di dose, a temperature al di sotto di 300°C, seguito da diminuzioni ed aumenti al crescere della dose fino ad annullarsi in corrispondenza della rottura del componente. A temperature superiori a 300°C si verifica un aumento del modulo di Young a dose relativamente basse; al crescere della dose vi è una fase in cui sostanzialmente E si mantiene costante per poi riprendere a crescere per poi crescere nuovamente.

I fenomeni alla base delle variazioni delle caratteristiche meccaniche della grafite sono riconducibili essenzialmente alla variazione delle costanti elastiche del cristallo e ai cambiamenti nella struttura della grafite. Le variazioni nelle costanti elastiche poi sono dovute a 2 fenomeni [4]:

- la concentrazione delle dislocazioni responsabile del rapido incremento iniziale del modulo di Young; tale fenomeno giunge presto saturazione [4],
- la ampie variazioni delle dimensioni del reticolo cristallino nella direzione c (si veda Figura 80), che risultano particolarmente significative a temperature inferiori ai 300°C, sono responsabili della diminuzione di E al crescere della dose [4].

Le deformazioni differenziali dei cristalli modificano la struttura porosa in modo tale che i vuoti tendono a chiudersi, riducendo lo sforzo medio di taglio sul cristallo: ciò si traduce macroscopicamente con un aumento del modulo elastico. Per contro grandi deformazioni nei cristalli tendono ad allargare i vuoti aumentando la porosità ovvero riducendo il modulo elastico. Un'ulteriore riduzione del modulo elastico è imputabile all'ossidazione radiolitica.

Di seguito si riporta la formula, reperibile nella letteratura specialistica (di cui si riporta una selezione in bibliografia [4], [13], [14], [16], [17]), che mette in relazione gli effetti dell'irraggiamento da neutroni e dell'ossidazione radiolitica:

$$\frac{E}{E_0} = \left(\frac{E}{E_0}\right)_{ox} \cdot \left(\frac{E}{E_0}\right)_{irr},$$

con:

$\frac{E}{E_0}$ rapporto tra il modulo di Young dinamico della grafite irraggiata e quella vergine,

$\left(\frac{E}{E_0}\right)_{ox}$ rapporto tra il modulo di Young dinamico della grafite irraggiata e quella vergine dovuto all'ossidazione radiolitica,

$\left(\frac{E}{E_0}\right)_{irr}$ rapporto tra il modulo di Young dinamico della grafite irraggiata e quella vergine dovuto all'irraggiamento con neutroni veloci.

Per il calcolo del termine che tiene conto dell'ossidazione radiolitica la formula ricorrente in letteratura ([4], [13], [14], [16], [17]) ed idonea per la grafite PGA dei reattori Magnox è:

$$\left(\frac{E}{E_0}\right)_{ox} = e^{-4,8x},$$

dove x è la perdita di massa per ossidazione radiolitica.

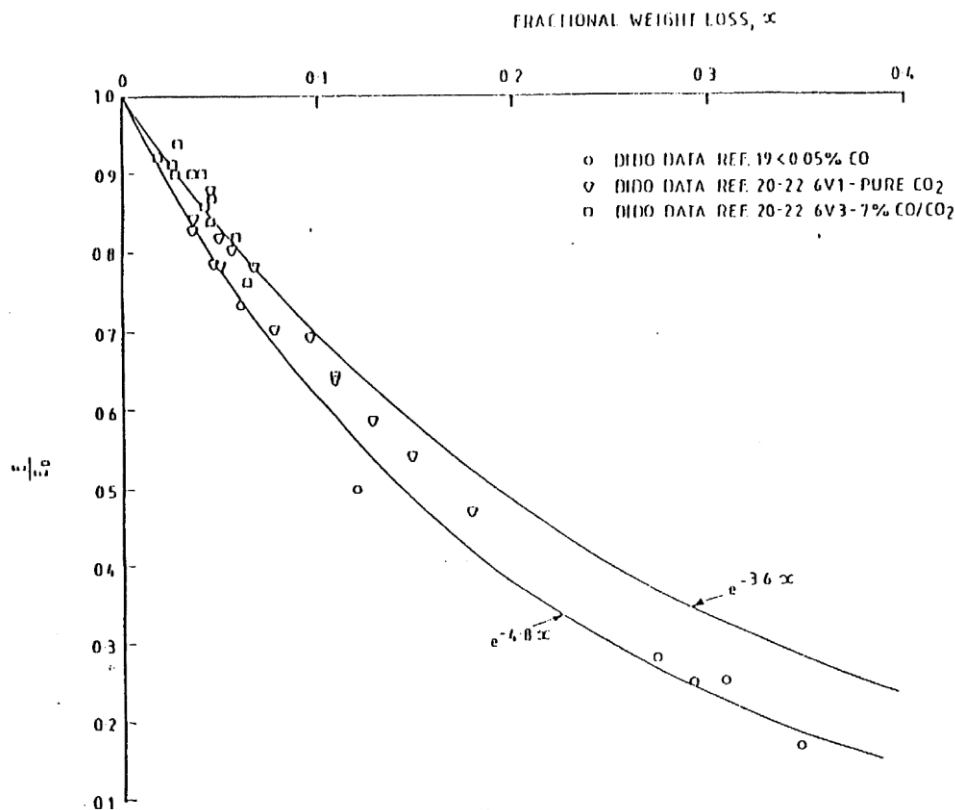


Figura 94 - Curve per la determinazione del modulo di Young in funzione della perdita di massa per ossidazione radiolitica [4].

5.2.6 Proprietà meccaniche: resistenza statica

I criteri per valutare la resistenza a rottura di un manufatto in grafite dipendono dalle specifiche condizioni di carico, di vincolo e dal tipo di grafite. La grafite è, come noto, un materiale fragile e come tale presenta diverse tensioni di rottura apparenti che dipendono dal tipo di carico e dalla geometria del componente: la grafite resiste meglio a compressione, piuttosto che a sollecitazioni di flessione ed è più resistente se sollecitata a flessione che a trazione. E' bene precisare che in sede di assessment della grafite, nel caso il reattore fosse ancora in esercizio, per via delle particolari condizioni di carico (statico, dinamico, termico etc.), di vincolo e a causa di tutti i fenomeni chimici e fisici descritti in precedenza, la determinazione del campo di tensione all' interno dei blocchi e delle chiavette diventa molto complessa e i criteri di resistenza, normalmente adottati per i materiali fragili non forniscono risultati affidabili.

Nel caso descritto in questo lavoro tali condizioni risultano meno restrittive (per la definizione delle condizioni al contorno e di carico e per le ipotesi semplificative sul modello adottato si rimanda al successivo Capitolo 7).

In questi casi la tensione apparente nel punto di inizio della frattura può essere determinata solo attraverso complessi modelli semi-empirici, che fanno largo uso dei risultati dei test distruttivi effettuati sia sul materiale vergine che sul materiale irraggiato. Dall'ampia letteratura sulla grafite nucleare risulta che, al momento, non sono stati mai eseguiti test 'full scale' su mattoni irraggiati ma solo su provini di dimensioni tali che, in molti casi, si è dovuto procedere a validazioni indirette in quanto le dimensioni dei campioni non rispettavano le norme ASTM ^{26) 27) 28)}, che definiscono le modalità di svolgimento della prova. In letteratura sono disponibili database in forma tabellare o grafica mediante i quali è possibile stimare le resistenze a trazione e a compressione della grafite danneggiata per irraggiamento e per ossidazione radiolitica. Come detto in precedenza l'irraggiamento con neutroni veloci provoca un sostanziale irrigidimento della PGA, è stato inoltre riscontrato che le resistenze a trazione e a compressione aumentano, almeno fino alle alte dosi (corrispondenti ad una diminuzione repentina del modulo elastico).

I meccanismi alla base delle variazioni della resistenza del materiale sono gli stessi alla base delle variazioni del modulo di Young e sono essenzialmente imputabili a variazioni nelle caratteristiche del cristallo e alle modifiche strutturali della grafite [4].

La grafite è un materiale fragile per cui il meccanismo di propagazione della cricca ha un comportamento che ricalca la relazione di Griffith, per cui la resistenza della grafite σ_r , sarà proporzionale alla radice quadrata del lavoro di frattura J , al modulo di Young E e indirettamente proporzionale alla dimensione caratteristica della cricca c .

$$\sigma^2 \propto J \frac{E}{c}$$

Questa relazione ci dice in pratica che un aumento di E in seguito a modifiche all'interno del cristallo, a parità di dimensioni delle cricche esistenti, produce in generale un aumento della resistenza proporzionale alla radice quadrata della variazione del modulo elastico dovuta all'irraggiamento, ovvero:

$$\left(\frac{\sigma}{\sigma_0}\right)_{irr} = \left(\frac{E}{E_0}\right)^{\frac{1}{2}},$$

Dove:

σ_0 e E sono rispettivamente la resistenza e il modulo elastico della grafite vergine.

Gli effetti dell'irraggiamento sui cambiamenti strutturali esterni al cristallo possono influenzare sia il lavoro di frattura che la dimensione delle cricche [4]; il fenomeno è molto complesso per cui si rimanda alla letteratura specialistica per approfondimenti [25].

L'ossidazione radiolitica provoca delle variazioni nella resistenza del materiale descritte dalla seguente relazione [4], [13], [14], [16], [17].

$$\frac{\sigma}{\sigma_0} = \left(\frac{\sigma}{\sigma_0}\right)_{irr} \cdot \left(\frac{\sigma}{\sigma_0}\right)_{ox},$$

Con

$\left(\frac{\sigma}{\sigma_0}\right)_{ox}$ variazione della resistenza dovuta alla ossidazione radiolitica. Per il calcolo di questo termine si usa la seguente relazione

$$\left(\frac{\sigma}{\sigma_0}\right)_{ox} = e^{-5,2x}$$

dove x è la perdita di massa per ossidazione radiolitica, Figura 95.

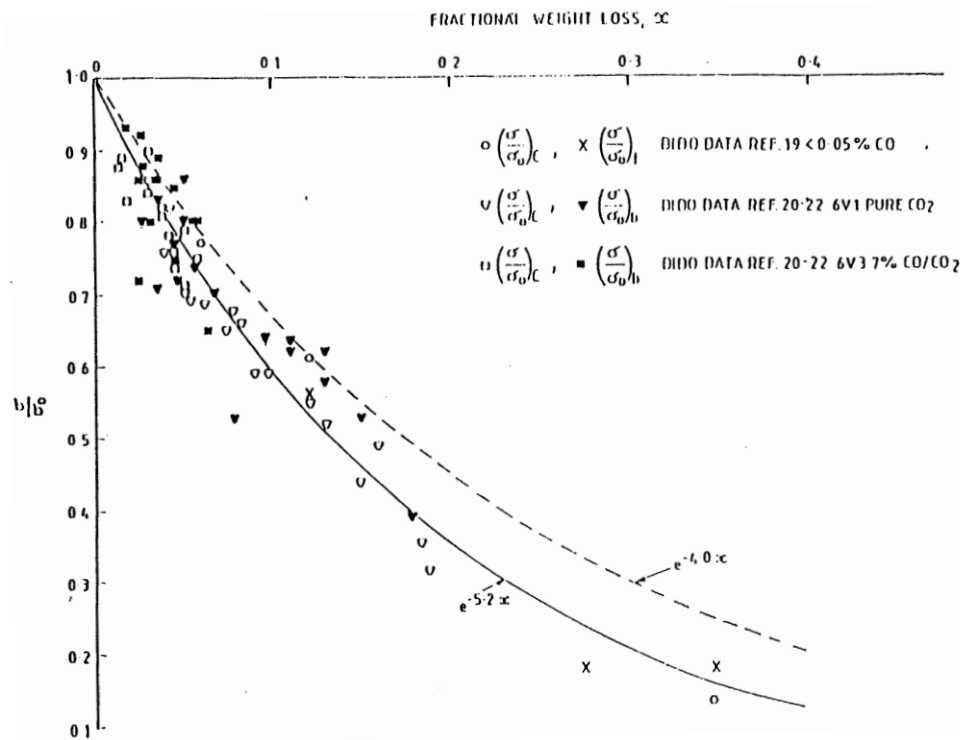


Figura 95 – Variazione della resistenza in funzione della perdita di massa [4].

5.2.7 Ossidazione radiolitica in anidride carbonica

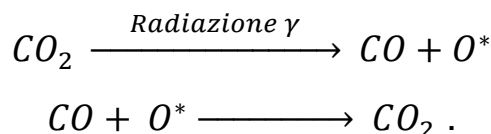
L'anidride carbonica utilizzata come refrigerante nei reattori Magnox provoca l'ossidazione sia delle parti metalliche del reattore che della grafite; la grafite a sua volta può ossidarsi secondo 2 meccanismi:

- i. ossidazione termica
- ii. ossidazione radiolitica

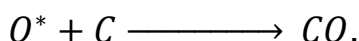
Il primo caso è un fenomeno chimico, raro nei reattori GGCR di I Gen, che si verifica solo ad alte temperature ($>625^{\circ}\text{C}$), ovvero in seguito, ad esempio, ad anomale escursioni di potenza non previste dalle normali condizioni di esercizio.

Si parla invece di ossidazione radiolitica in relazione al fenomeno della dissociazione dell'anidride carbonica in ossido di carbonio e in specie ossidanti, ad opera dei fotoni γ . L'ossigeno atomico liberato reagisce con il carbonio della grafite formando CO oppure con il monossido di carbonio già presente in piccole quantità nel refrigerante o che si forma per interazione della molecola CO_2 di con il fotone γ . Si precisa che in questo paragrafo verranno fornite solo una sintetica descrizione del fenomeno e le informazioni utilizzate nella successiva fase di assessment: per gli approfondimenti si rimanda a lavori dedicati [12] e a pubblicazioni specialistiche [18].

Reazioni che coinvolgono la fase gassosa:



Reazione di ossidazione della grafite:



L'anidride carbonica che decomponendosi provoca l'ossidazione della grafite è quella intrappolata nelle porosità; in particolare nelle porosità 'aperte' ovvero comunicanti con la superficie del manufatto e quindi a diretto contatto con il refrigerante: gli effetti dell'ossidazione radiolitica sono infatti predominanti nei primi strati di materiale. Il tasso di ossidazione è dunque proporzionale alla quantità in massa di CO_2 contenuta nelle porosità e all'energia depositata nella grafite dalla radiazione che l'attraversa. L'ossidazione radiolitica, è un fenomeno sostanzialmente indipendente dalla temperatura almeno nel range di lavoro dei reattori Magnox.

Questo fenomeno è importante non solo in relazione alla degradazione delle proprietà meccaniche della grafite del nocciolo ma soprattutto è legato alla riduzione delle performance del reattore: la conseguente riduzione di densità del moderatore e del riflettore modifica l'economia neutronica, per cui si abbassa la quantità di neutroni termici e aumentano le fughe. Per limitare questo inconveniente, ovvero per tenere sotto controllo il tasso di ossidazione della grafite, i progettisti dei reattori Magnox introdussero la possibilità di iniettare nel refrigerante idrogeno o vapore acqueo in quantità tali da mantenere la

concentrazione di monossido di carbonio intorno all'1% del volume: in queste condizioni i limitava la reazione delle specie ossidanti con il carbonio della grafite.

L'equazione di Standring

L'ossidazione radiolitica nella grafite dei reattori Magnox si presenta in modo uniforme all'interno la struttura porosa con un tasso che è proporzionale alla dose ricevuta dall'anidride carbonica intrappolata nei pori [4]. Per calcolare questo rateo di ossidazione si utilizza la formula di Standring [8], che è stata derivata appositamente per consentire l'assessment della grafite dei reattori GGCR ed in particolare quelli che utilizzano la PGA come moderatore.

La formula di Standring, per la cui derivazione si rimanda ai testi e alle pubblicazioni specialistici [8] è la seguente:

$$g_0 = \frac{145 \cdot \varepsilon_e G_{-c} D \cdot p}{T},$$

dove:

g_0 rateo di ossidazione [% / anno]

ε_e [cm³/g] è il coefficiente di porosità effettiva (si veda successivo paragrafo)

G_{-c} è una costante che rappresenta il numero di atomi di carbonio della grafite che reagiscono con le specie ossidanti originatesi in seguito alla dissociazione dell'anidride carbonica in corrispondenza di un assorbimento di energia di 100 eV

D [W/g] rateo di deposizione dell'energia nella grafite (ovvero nella CO₂ intrappolata nelle porosità)

p [lb/in²] pressione del refrigerante

T [K] temperatura del refrigerante

La formula di Standring fornisce il tasso di ossidazione annuo, ovvero la percentuale di massa persa dalla grafite in un anno.

Rateo di deposizione di energia D

D misura l'energia totale assorbita dalla grafite nell'unità di tempo, per scattering con la radiazione γ e i neutroni veloci. Considerando che una frazione k della potenza termica del reattore è prodotta nella grafite, allora il valor medio della dose assorbita (W/g) dal moderatore può essere espresso come:

$$D = k \frac{P}{w},$$

dove P è la potenza termica del reattore (MW_{th}), w è la massa del moderatore. La frazione di potenza originata nel moderatore di un reattore Magnox, come anticipato nel §5.1, è compresa tra 5÷7% della potenza del reattore; la Tabella 14 riporta alcuni valori tipici.

Tabella 14

REATTORE	Tipo	Potenza termica [MW _{th}]	Potenza dissipata nella grafite [MW _{th}]
Calder Hall	Magnox (prototipo)	730	~41 (pari al 5,6% della potenza totale)
Latina	Magnox	705	~42 (pari al 6% della potenza totale)
Hinkley Point B	AGR	1494	~128 (pari al 8,6% della potenza totale)

Si assume che il rateo di dose della grafite sia lo stesso della CO₂ intrappolata nei pori della grafite. Il rateo di dose varia da punto a punto, ovvero si hanno variazioni assiali e radiali all'interno del nocciolo: per calcolare i valori di picco, in generale, occorre moltiplicare il valor medio per i fattori di forma assiale e radiale.

$$D_{max} = \frac{D}{f_{ax}f_r}$$

Nel caso dei reattori Magnox il flusso neutronico è praticamente 'piatto' e diminuisce bruscamente solo in prossimità del riflettore (si veda la precedente Figura 39); considerando gli scopi di questo assessment e le ipotesi conservative, si considererà che, ai fini dell'ossidazione radiolitica, la grafite del nocciolo sia stata uniformemente irraggiata con la dose massima.

Occorre inoltre tenere presente che la dose varia radialmente nella cella elementare per cui ci si aspetta che la perdita di massa sia maggiore nella grafite vicino all'elemento di combustibile.

Quando si valuta il rateo di dose con la formula $D = k \frac{P}{w}$, occorre considerare che il peso della grafite w è riferito a quello di progetto e quindi la dose è quella teorica del reattore all'inizio della sua vita operativa. La progressiva perdita di massa della grafite provoca quindi un aumento del rateo di dose nel tempo. Per contro, l'abbassamento di potenza specifica nell'elemento di combustibile (in un reattore Magnox il combustibile resta anche 6 anni nel nocciolo) provoca una diminuzione del rateo di dose nella grafite adiacente al combustibile.

Temperatura e pressione

L'anidride carbonica contenuta nelle porosità obbedisce in pratica alle leggi dei gas perfetti, per cui le variazioni di pressione e temperatura influiscono sulla sua densità. Gli esperimenti hanno dimostrato che per la pressione e la temperatura non sono richiesti fattori di correzione. Tuttavia è facile intuire che il tasso di ossidazione aumenti all'aumentare della

pressione del refrigerante in quanto ciò tende a far aumentare la quantità di CO₂ nelle porosità aperte.

La costante di ossidazione G_{-c}

Il coefficiente G_{-c} è la costante di ossidazione, che si introduce solo nel caso del calcolo del tasso di ossidazione in ambienti in cui è presente esclusivamente anidride carbonica (reattori refrigerati a CO₂); esso è indipendente dalla pressione e dalla temperatura. G_{-c} è definito come il numero di atomi di carbonio della grafite che reagiscono con le specie ossidanti originatesi in seguito alla dissociazione dell'anidride carbonica in corrispondenza di un assorbimento di energia di 100 eV. E' intuitivo che tipi differenti di grafite con differenti valori di porosità (aperte) si ossideranno, a parità di dose e di altre condizioni, in tempi diversi. Il coefficiente G_{-c} varia con la composizione del refrigerante, il valore di riferimento che si trova in letteratura, [4], [8], per i reattori Magnox è 2,35: questo valore corrisponde ad un refrigerante composto esclusivamente da CO₂ pura; per il calcolo di G_{-c} si usa la formula [4], [8]:

$$G_{-c} = 1,05 + \frac{1,32}{1 + 8,5 \cdot \%CO}$$

Da cui si evince che aumentando anche leggermente la percentuale in volume di monossido di carbonio la costante di ossidazione diminuisce: una concentrazione di CO pari al 1% dimezza G_{-c} e di conseguenza il tasso di ossidazione della grafite.

Coefficiente di porosità

In [4], [8], viene fornito un metodo, dovuto al lavoro di Standring e divenuto di uso generale nel caso della grafite PGA dei reattori Magnox refrigerati a CO₂, per valutare l'evoluzione del volume complessivo delle porosità nella grafite sotto irraggiamento. Innanzitutto occorre distinguere tra porosità aperte e porosità chiuse: nel primo caso ci si riferisce alle porosità collegate alle superfici che delimitano il manufatto di grafite ovvero all' ambiente in cui esso è immerso; le seconde sono rappresentate i volumi interni al materiale. A causa di questa microstruttura la grafite, attraverso le porosità aperte, risulta permeabile ai gas, almeno fino ad una certa profondità permettendo il verificarsi di fenomeni come l'ossidazione radiolitica oggetto di questo paragrafo. L' ipotesi, verificata poi sperimentalmente, alla base del modello di Standring è che l'ossidazione avvenga in maniera uniforme attraverso le porosità aperte e solamente attraverso di esse.

I componenti realizzati con la PGA presentano una porosità totale P_T del variabile dal 22% al 27%.

$$P_T = 1 - \frac{\rho_{bulk}}{\rho_{th}}$$

Per la grafite PGA di Latina il valore della porosità totale, dichiarato dal fabbricante, è pari al 24,5% di cui: 22,4% il volume complessivo delle porosità aperte o o.p.v. (open porosity volume), 2,1% è il volume delle porosità chiuse. I valori sono da intendersi come valore medi, infatti in alcuni provini di materiale non irraggiato è stata misurata una porosità totale fino al 26,4% tuttavia, per le valutazioni oggetto del presente lavoro, si farà riferimento al valore ufficiale di 24,5%.

Ai fini dell'assessment della grafite irraggiata occorre considerare che nel tempo una parte delle porosità chiuse tendendo a diventare comunicanti con la superficie del manufatto; analizzando la microstruttura di campioni irraggiati [4], [8] è stato verificato che l'apertura dei pori inizia appena l'ossidazione ha raggiunto lo 0,04%, in tale circostanza si ha l'apertura del 40% delle porosità chiuse; questo fenomeno inizialmente repentino si stabilizza e a partire da perdite di massa nell'ordine del 2% assume un andamento lineare, che resta tale fino a perdite di massa nell'ordine del 30% [4].

In base a quanto detto e al fine di calcolare la perdita di massa cumulativa dopo un certo numero di anni, occorre considerare la porosità iniziale ε_0 e correggerla tenendo conto del suddetto fenomeno, considerando per i calcoli la porosità effettiva ε_e , dove:

$$\varepsilon_e = \frac{\pi_e}{\rho_{bulk}}$$

π_e è la porosità effettiva, misurata in cm³/cm³ (oppure in %), calcolata a partire dal valore medio di porosità del materiale vergine e ipotizzando un incremento delle porosità aperte, all'inizio dell'irraggiamento, pari al 40% delle porosità chiuse. Nel caso della grafite di Latina tale incremento è pari a 0,84%, per cui $\pi_e=23,24$ %.

A partire dal rateo iniziale di ossidazione per anno g_0 , calcolato con la formula di Standring si può calcolare la perdita di massa cumulativa dopo un dato numero di anni di funzionamento:

$$C_t = A \left[\exp\left(\frac{g_0 t}{A}\right) - 1 \right],$$

con,

C_t percentuale di perdita di massa dopo t anni e

$$A = \frac{100\pi_e}{1-\pi_e}.$$

Questo semplice modello è basato sulle seguenti ipotesi conservative:

- i. l'ossidazione avviene in modo uniforme su tutta la superficie dei pori lambita dal gas indipendentemente dalle dimensioni dei pori e tutto il gas presente è considerato efficace ai fini dell'ossidazione
- ii. il rateo di dose è considerato costante (a tal proposito per essere ancora più conservativi si è ipotizzato che tutta la grafite del reattore sia stata sottoposta al rateo di dose massimo, si veda successivo capitolo).

Considerando che

$$D = k \frac{P}{w}$$

L'ipotesi ii si riferisce di fatto all'ipotesi di reattore che funzioni a potenza costante. Ciò potrebbe rappresentare un fattore di penalizzazione nell'ottica di un assessment della grafite diretto a valutare la vita residua del moderatore e quindi del reattore; esso è adatto invece nel caso dello smantellamento perché consente di compensare, in parte, le incertezze sullo stato del materiale mantenendo un ragionevole fattore di sicurezza specialmente in

relazione all' applicazione di condizioni di carico 'non previste' dal progettista, come quelle relative all' estrazione e alla movimentazione di blocchi. In alternativa alla formula di cui sopra, nella pubblicazione [8] lo stesso autore riporta una formula ancora più conservativa, sviluppata per reattori funzionanti a potenza costante.

$$\frac{A^2}{100\pi_e} \log_e \left(1 + \frac{C_i}{A} \right) - \frac{A}{100} C_i = g_o t$$

5.2.8 Effetto Wigner

Un altro aspetto di cui tenere conto, almeno in generale, specialmente nella determinazione delle future tecniche di trattamento è l'effetto Wigner, che pone in linea teorica un limite alle temperature raggiungibili. L' effetto Wigner, accennato nell' introduzione di questo Capitolo, è un fenomeno per cui uno o più atomi di un reticolo cristallino vengono rimossi dalla loro posizione di equilibrio (difetti di Frenkel) per effetto dell'urto sia con neutroni che con particelle cariche. L' energia dei neutroni (prevalentemente quella dei neutroni veloci) è ceduta agli atomi delle posizioni interstiziali; a temperature superiori a 250°C, questi difetti si ricombinano rilasciando energia, detta appunto energia di Wigner. L' energia accumulata è funzione delle caratteristiche del flusso neutronico, del tempo e della modalità di irraggiamento.

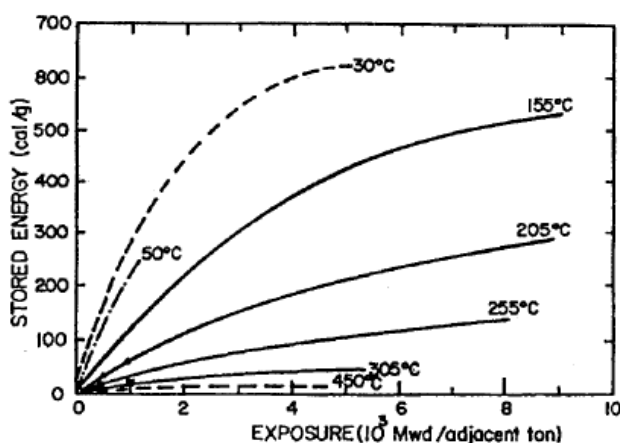


Figura 96 - Accumulo di energia nella grafite a differenti valori di temperatura [3].

5.2.9 Esplosività ed infiammabilità della grafite

Infine, ma non meno importante, il problema dei rischi associati all'esplosività delle polveri di grafite che si potrebbero originare durante la rimozione e la movimentazione; il rischio associato alla formazione di atmosfere sature di polverino di grafite è quello di deflagrazione. Su questa tematica esistono dei referenziati studi, piuttosto recenti, di cui si riporta una selezione di riferimenti bibliografici [58], [60] e [61]. In particolare il documento redatto dall'EPRI, di cui al riferimento [60], riporta in dettaglio le varie esperienze di misura internazionali tra cui anche quella sulle attività effettuate presso la Centrale di Latina per determinare i parametri che consentono di stimare l'esplosività delle polveri:

- il limite inferiore di infiammabilità in nube

- spettro granulometrico
- parametri di esplosione p_{max} , $(dp/dt)_{max}$ e K_{St}
- l'energia minima di accensione.
- la temperatura di autoinfiammabilità in nube
- la resistività elettrica
- la suscettibilità all'autoriscaldamento.

5.3 Problematiche inerenti la gestione della grafite irraggiata

In un reattore tipo Magnox sono mediamente presenti circa 2000 tonnellate di grafite, di cui circa 1800 t costituiscono il moderatore e le restanti il riflettore. Al termine del ciclo di vita dell'impianto, oltre alla grafite in forma solida compatta costituente il nocciolo, sono presenti quantità significative in forma pulverulenta (a granulometria variabile) depositate sulle superfici degli internals e, in misura minore, nei componenti del circuito del refrigerante (condotte della CO₂, valvole, GdV etc.). La presenza del polverino è riconducibile al fenomeno dell'ossidazione radiolitica. A partire dal momento della sua estrazione dal confinamento, la grafite irraggiata diventa di fatto un rifiuto radioattivo sul quale va applicato il protocollo di gestione, sintetizzato dal diagramma in Figura 97.

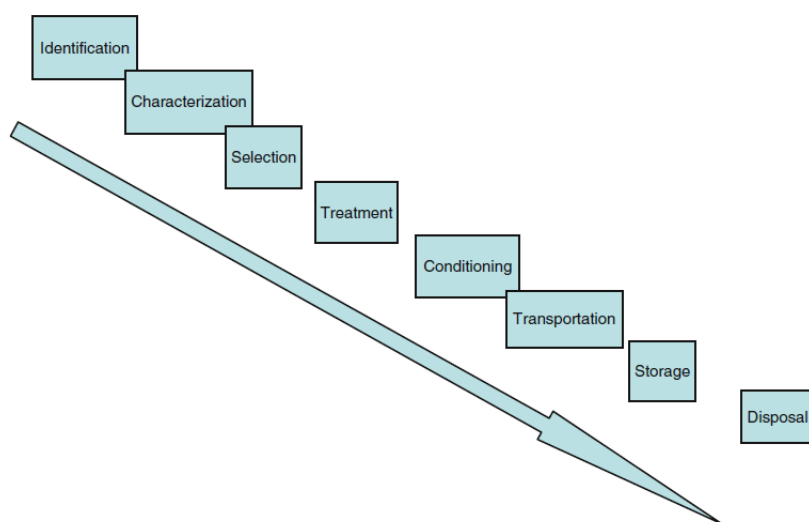


Figura 97 – Waste Management Process [73].

Attraverso un piano di caratterizzazione radiologica è possibile stabilire la categoria del rifiuto radioattivo; la grafite irraggiata, specialmente quella proveniente dai reattori di potenza, è identificabile globalmente in una categoria compresa tra LLW (Low Level Waste-LLW) e ILW (Intermediate Level Waste-ILW), secondo la classificazione IAEA (GSG-1¹⁷⁾ e SSR-5¹⁸⁾). Tale classificazione, che si basa sull'attività specifica e sull'emivita dei radionuclidi di riferimento contenuti nel rifiuto radioattivo 'tal quale' o in forma di manufatto trattato/condizionato, è stata ideata per fornire, nel contempo, un indirizzo sulla modalità di smaltimento finale del rifiuto stesso secondo 6 possibili macro-scenari (Figura 98 e Figura 99). In particolare, il recepimento della GSG-1¹⁷⁾ da parte dei singoli Stati comporta la definizione, nelle rispettivo quadro Normativo, di criteri quantitativi per l'identificazione delle categorie in cui suddividere i rifiuti radioattivi (intesi come manufatti condizionati e non) in base all'attività e all'emivita.

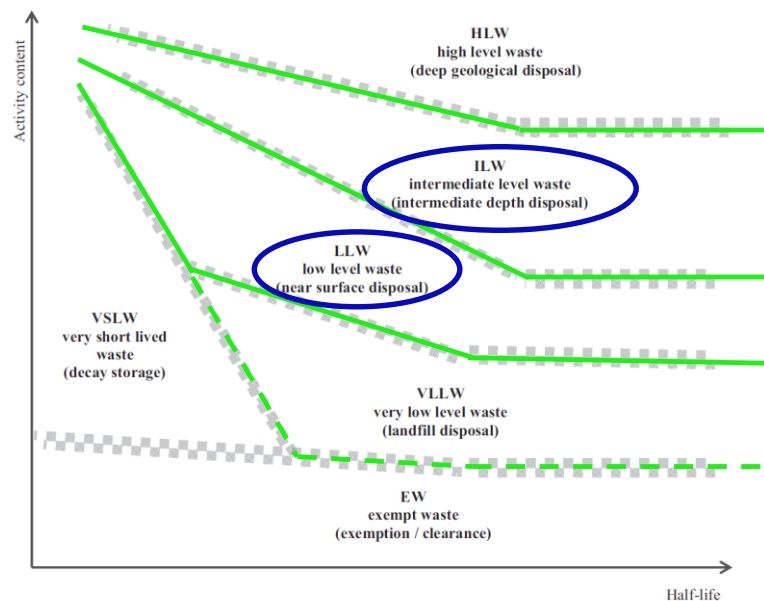


Figura 98 - Schema concettuale della classificazione dei rifiuti radioattivi secondo la classificazione IAEA ¹⁷⁾ ¹⁸⁾.

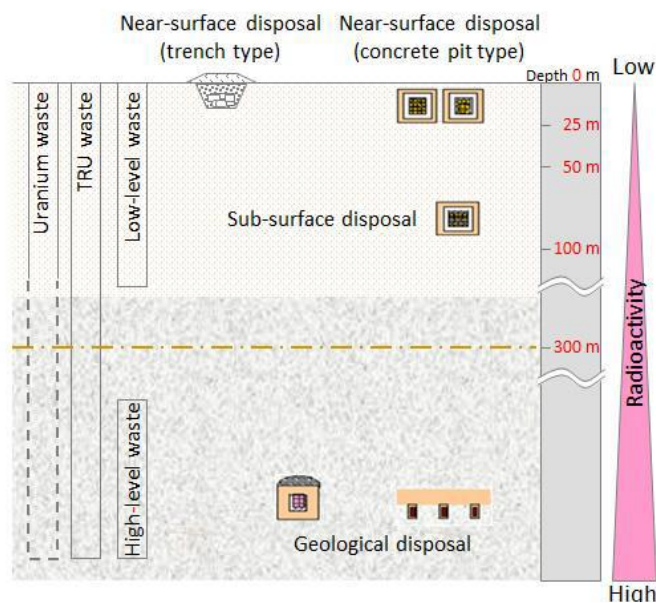


Figura 99 – [Fonte: https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_01_04.html]

In Italia la GSG-1 ¹⁷⁾ è stata recepita attraverso la pubblicazione del Decreto del Ministero dell'Ambiente del 7 agosto 2015⁶⁾ contenente una nuova classificazione dei rifiuti radioattivi (Tabella 15 e Tabella 17) che sostituisce o integra quanto riportato nella precedente Guida Tecnica ENEA DISP n.26⁷⁾.

Tabella 15 – Destinazione finale delle diverse categorie di rifiuto radioattivo, Tabella I Allegato I ⁶⁾

Categoria	Condizioni e/o Concentrazioni di attività	Destinazione finale
Esenti	<ul style="list-style-type: none"> • Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995 • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 	Rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006
A vita media molto breve	<ul style="list-style-type: none"> • $T_{1/2} < 100$ giorni Raggiungimento in 5 anni delle condizioni: • Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995 • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 	Stoccaggio temporaneo (art.33 D.Lgs n. 230/1995) e smaltimento nel rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006
Attività molto bassa	<ul style="list-style-type: none"> • ≤ 100 Bq/g (di cui alfa ≤ 10 Bq/g) 	Raggiungimento in $T \leq 10$ anni della condizione: • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995
	Non raggiungimento in $T \leq 10$ anni della condizione: • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995	
Bassa attività	<ul style="list-style-type: none"> • radionuclidi a vita breve ≤ 5 MBq/g • $Ni^{59}-Ni^{63} \leq 40$ kBq/g • radionuclidi a lunga vita ≤ 400 Bq/g 	Impianti di smaltimento superficiali, o a piccola profondità, con barriere ingegneristiche (Deposito Nazionale D.Lgs n. 31/2010)
Media attività	<ul style="list-style-type: none"> • radionuclidi a vita breve > 5 MBq/g • $Ni^{59}-Ni^{63} > 40$ kBq/g • radionuclidi a lunga vita > 400 Bq/g • No produzione di calore 	
Alta attività	Produzione di calore o di elevate concentrazioni di radionuclidi a lunga vita, o di entrambe tali caratteristiche.	Impianto di immagazzinamento temporaneo del Deposito Nazionale (D.Lgs n.31/2010) in attesa di smaltimento in formazione geologica

Tabella 16 – Correlazione tra la classificazione della Guida Tecnica ENEA-DISP n.26 e la nuova classificazione

Classificazione GT n. 26	Nuova classificazione
Prima Categoria	Rifiuti radioattivi a vita media molto breve
Seconda Categoria	Rifiuti radioattivi di attività molto bassa
	Rifiuti radioattivi di bassa attività
Terza Categoria	Rifiuti radioattivi di media attività
	Rifiuti radioattivi di alta attività

Di seguito si riporta (Tabella 17), a titolo esemplificativo, l'attività specifica minima e massima di 14 campioni di grafite irraggiata estratti dal reattore di Latina e successivamente analizzati presso i laboratori del VKTA (Germania) [Rif.12].

Tabella 17 - [Rif.12]

parameter	method	specific activity			
		typical uncertainty	minimum	maximum	maximum/minimum
		[]	[Bq/g]	[Bq/g]	[]
¹⁴ C	LSC	11%	$4 \cdot 10^3$	$2 \cdot 10^5$	42
³ H	LSC	20%	$2 \cdot 10^4$	$8 \cdot 10^4$	3,6
^{59/63} Ni	LSC	12%	10^2	$4 \cdot 10^3$	36
⁶⁰ Co	γ	8%	$7 \cdot 10^1$	$3 \cdot 10^3$	46
⁵⁵ Fe	LSC	15%	$3 \cdot 10^1$	$5 \cdot 10^2$	18
¹⁵⁴ Eu	γ	8%	$5 \cdot 10^1$	$4 \cdot 10^2$	8,0
³⁶ Cl	LSC	8%	< 0,90	$2 \cdot 10^2$	200
¹³³ Ba	γ	8%	$9 \cdot 10^0$	10^2	13
¹⁵⁵ Eu	γ	8%	10^1	$7 \cdot 10^1$	7,1
¹³⁷ Cs	γ	8%	10^0	$6 \cdot 10^1$	63
⁹⁰ Sr	LSC	10%	$6 \cdot 10^0$	$2 \cdot 10^1$	4,1
²⁴¹ Pu	LSC	15%	$3 \cdot 10^0$	10^1	3,7
¹⁵² Eu	γ	10%	< 10^0	10^1	14
^{243/244} Cm	α	10%	< $4 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^0$	63
¹³⁴ Cs	γ	30%	< $2 \cdot 10^{-1}$	$2 \cdot 10^0$	13
^{108m} Ag	γ	-	< $2 \cdot 10^{-1}$	< 10^0	6,9
²³⁸ Pu	α	15%	$2 \cdot 10^{-1}$	$8 \cdot 10^{-1}$	4,8
²⁴¹ Am	α	15%	$2 \cdot 10^{-1}$	$6 \cdot 10^{-1}$	3,2
^{239/240} Pu	α	15%	$6 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{-1}$	2,6
²³⁵ U	α	-	< 10^{-2}	< 10^{-2}	-
²³⁸ U	α	-	< 10^{-2}	< 10^{-2}	-

In base a quanto riportato nella Tabella 15 e facendo riferimento ai valori minimi di attività specifica misurati e riportati nella Tabella 18, la grafite irraggiata del reattore di latina verrebbe classificata come rifiuto a media attività (ILW), essenzialmente per la presenza dell'isotopo a lunga vita ¹⁴C; l'attività specifica dovuta agli altri isotopi a lunga vita, ovvero il ³⁶Cl e gli isotopi del Ni è al disotto dei valori stabiliti per i rifiuti radioattivi a media attività.

Nonostante l'attività specifica dovuta al ¹⁴C sia fino a 3 ordini di grandezza superiore al limite (400Bq/g) indicato in Tabella 15, è stato dimostrato che la potenza termica di decadimento è trascurabile e che l'energia rilasciata nel lungo periodo, in condizioni di stoccaggio, è minima e tale da non richiedere lo smaltimento in depositi geologici.

Poiché la recente classificazione italiana ^{5) 6)} recepisce lo schema proposto dalla IAEA, la grafite irraggiata rientrerebbe, complessivamente, tra i rifiuti a media attività o ILW (ovvero III Categoria secondo la precedente classificazione, Tabella 16), destinati ad uno smaltimento in una struttura sotterranea a media profondità (o sub-surface disposal, Figura 99), previo lo stoccaggio temporaneo (interim storage) presso una struttura di superficie appositamente predisposta, per un periodo variabile da 50 fino a 100 anni.

Le modalità di smaltimento della grafite irraggiata potrebbero non richiedere in futuro una collocazione permanente in strutture a profondità intermedia o di tipo geologico, se si considerano alcuni aspetti quali:

- Diverso grado di attivazione della grafite in pila
- Concentrazione dei radionuclidi a lunga vita (^{14}C) solo in determinate zone dei manufatti (strati superficiali), [54], [55]
- Capacità della struttura della grafite di trattenere taluni radionuclidi a lunga vita nel lungo periodo (>300 anni) (lisciviazione)
- Sviluppo di calore in seguito al decadimento trascurabile
- Possibilità di trattare la grafite irraggiata al fine di separare quantità significative di ^{14}C e altri radionuclidi a lunga vita (^{36}Cl , $^{59/63}\text{Ni}$) al fine di 'declassare' il rifiuto

Per gli approfondimenti su questi aspetti si rimanda alla letteratura specialistica di cui si riporta una selezione nella sezione bibliografica.

Gran parte delle conoscenze attuali sulle possibili modalità di trattamento e conseguentemente di smaltimento della grafite irraggiata sono state valutate ed analizzate nell'ambito del progetto Carbowaste, avviato nel 2008 nell'ambito del 7° programma quadro Euratom e chiuso nel 2013. Il progetto aveva l'obiettivo di sviluppare le conoscenze e le migliori pratiche per una gestione integrata della grafite irraggiata, proveniente sia dai reattori di potenza che da ricerca. Al progetto hanno partecipato un elevato numero di partner industriali, enti ed istituti di ricerca nazionali, università e utilities.

Il progetto Carbowaste ha prodotto molte pubblicazioni scientifiche di cui una parte significativa riguardano proprio le possibili modalità di trattamento e smaltimento: il documento di sintesi di questo progetto [20] è da considerarsi a tutti gli effetti la migliore e più completa base di consultazione per accedere alle pubblicazioni su questi argomenti.

5.3.1 Cenni sull'attivazione della grafite

L'attivazione della grafite con la formazione di isotopi radioattivi a lunga vita, come il ^{14}C e il ^{36}Cl , interessa principalmente le impurezze e l'azoto in essa contenuti.

Il ^{14}C si origina principalmente:

- dall' azoto molecolare (N_2) contenuto nell' aria intrappolata all' interno delle cavità della struttura porosa del materiale bulk
- dai composti dell'azoto, principalmente nitruri
- dal ^{13}C presente naturalmente nel carbonio in ragione del 1,07%

Il ^{14}C ha un emivita di 5730 anni e decade trasformandosi in ^{14}N mediante emissione β^- . Il Carbonio-14 può passare nella biosfera sia in forma gassosa sia attraverso le falde acquifere. La migrazione in forma gassosa è il meccanismo prevalente quando il ^{14}C forma composti come l'anidride carbonica ($^{14}\text{CO}_2$) o il metano ($^{14}\text{CH}_4$). La $^{14}\text{CO}_2$ può a sua volta reagire con i composti del cemento per formare carbonato di calcio (CaCO_3) che può passare in soluzione con l' acqua. Il metano ($^{14}\text{CH}_4$), essendo invece stabile, può essere trasportato nel suolo, metabolizzato dai microrganismi ed entrare nella catena alimentare. Circa il 60% del Carbonio-14 che si forma nella grafite si origina per attivazione del ^{14}N .

Modeste quantità di ^{14}C si originano dall' ^{17}O per cattura di un neutrone e successivo decadimento α .

Tabella 19 - Reazioni all' interno della grafite che danno origine al Carbonio-14.

Reazione	Sezione d'urto di cattura (barns)	Abbondanza dell' isotopo in natura (%)
$^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$	1.8	99.63
$^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$	0.0009	1.07
$^{17}\text{O}(n,\alpha)^{14}\text{C}$	0.235	0.04

Il ^{35}Cl è presente invece come residuo del processo di purificazione della grafite, per la separazione di elementi come il Boro che rappresentano dei veleni neutronici. Il ^{36}Cl , che si origina per cattura neutronica a partire da quest'isotopo, ha un'emivita di 301000 anni, il meccanismo di decadimento può essere β^- o cattura elettronica, nel primo caso il prodotto del decadimento è l' ^{36}Ar , nel secondo lo ^{36}S .

5.3.2 Trattamento della grafite irraggiata: sintesi dello stato dell'arte

Nell'ambito del progetto Carbowaste e su iniziativa privata di grandi utilities (EDF [32]) sono stati investigati, in particolare, fenomeni termochimici di rilascio del ^{14}C , del ^{36}Cl e del ^3H , soprattutto in relazione alla possibilità di sviluppare metodiche di decontaminazione finalizzate a ridurre il carico radiologico della grafite e individuare così scenari di trattamento a lungo termine alternativi, in tutto o in parte, allo smaltimento in un deposito geologico. In particolare, le attuali linee di ricerca sono focalizzate sui radionuclidi cui risulta associato il contributo più rilevante agli effetti di natura radiologica sull'ambiente e sulla biosfera: il ^3H , il ^{14}C e il ^{36}Cl :

- il trizio, nonostante il tempo di dimezzamento modesto (12,3 anni), è solitamente presente nell'inventario di radioattività della grafite irraggiata con livelli di concentrazione molto elevati
- il ^{14}C , oltre a costituire di norma il principale radionuclide presente nella grafite irraggiata, ha un tempo di dimezzamento considerevole (5730 anni) e risulta altamente biocompatibile
- il ^{36}Cl , ha un'emivita dell'ordine dei 300000 anni e risulta estremamente mobile nei compartimenti ambientali.

Allo stato attuale, i processi di decontaminazione che sembrano fornire le prospettive più promettenti in termini di efficacia, risultano:

- il "trattamento termico" ossia il trattamento della grafite con gas ad alta temperatura, secondo procedimenti e metodologie più o meno complessi. In tale settore di ricerca, di particolare interesse risultano gli approfondimenti svolti in Francia (EdF, CEA,

Università di Lione) [32], [33], [38] e Germania (Forschungszentrum di Jülich) [31], [35].

- Il “trattamento chimico” ossia il trattamento con reagenti chimici in soluzione liquida. In tale settore di ricerca, si menziona il contributo del Regno Unito (Università di Manchester) [41].

I risultati disponibili circa l'efficacia dei processi di decontaminazione si riferiscono esclusivamente a prove su scala di laboratorio, peraltro fortemente influenzati dalle caratteristiche e dalla tipologia della grafite irraggiata studiata e dalle condizioni di pre-trattamento dei campioni (prove su campioni “tal quali” o campioni polverizzati). In relazione alle prestazioni attualmente ottenibili si riportano le seguenti considerazioni:

➤ **Trattamento Termico**

- Rimozione di ^3H : sono registrati valori di rimozione percentuale dell'ordine del 90÷100%, impiegando azoto a 1300 °C per circa 10 ore di trattamento (Jülich)
- Rimozione di ^{14}C : sono registrati valori di rimozione percentuale dell'ordine del 10÷ 30%, impiegando Ar a 1060 °C o applicando procedimenti più complessi (Jülich)
- Rimozione di ^{36}Cl : sono registrati valori di rimozione percentuale dell'ordine del 30%, impiegando annealing a 800 °C (CEA, Università di Lione).

Tali risultati sono stati ricavati assicurando condizioni di “perdita in massa” di grafite inferiori al 5%. Percentuali superiori di rimozione dei contaminanti radioattivi sono state ottenute da altri laboratori mediante procedimenti più aggressivi, tali però da comportare consistenti perdite in massa di grafite (superiori al 12%).

➤ **Trattamento Chimico**

- Rimozione di ^3H : sono registrati valori di rimozione percentuale dell'ordine del 20%, impiegando soluzioni di H_3PO_4 1M (Università di Manchester)
- Rimozione di ^{14}C : sono registrati valori di rimozione percentuale dell'ordine di 20÷30%, impiegando soluzioni di H_3PO_4 1M (Università di Manchester).

Al convegno ASME/ICEM del 2013 è stato presentato uno studio inerente il trattamento della grafite irraggiata del reattore francese di Bougey. In estrema sintesi la metodologia proposta [32], per la quale EDF ha già depositato un brevetto, punta a decontaminare la grafite separando il 95% del ^{14}C e il 100% del ^{36}Cl e del ^3H . Si precisa che un residuo di attività dovuta al ^{14}C resta inevitabile, in quanto sebbene la gran parte dello stesso derivi dall'attivazione dell'azoto intrappolato nelle porosità, una parte minima si origina dall'attivazione dell'isotopo naturale ^{13}C , che è parte integrante del reticolo cristallino della grafite, pertanto meno ‘mobile’. Non sono noti ulteriori dettagli del processo, coperto da brevetto né dell'effettivo avanzamento degli studi in corso.

In base ai risultati attualmente reperibili nella letteratura tecnica di riferimento o resi disponibili dagli studi prodotti sia nell'ambito del progetto Carbowaste che indipendenti, si ritiene che il livello di sviluppo delle tecnologie finalizzate alla decontaminazione della grafite irraggiata di provenienza nucleare, non abbia ancora raggiunto un livello di maturità ²⁵⁾ (TRL

2/TRL3) adeguato a consentire di definire con sicurezza i margini di applicabilità di tali metodologie su scala industriale.

Tuttavia resta di strategica importanza, nei prossimi 10 anni, la messa a punto e l'ottimizzazione dei trattamenti della grafite in termini di:

- efficacia: riduzione dell'attività fino alla possibile declassificazione del rifiuto, per consentirne l'eventuale conferimento al deposito di superficie e/o il riciclo
- efficienza: minimizzazione dei rifiuti secondari.

Inoltre riveste particolare importanza la comprensione dei meccanismi di mobilità dei radionuclidi all'interno della matrice di grafite ai fini dell'analisi di sicurezza dei siti di stoccaggio e del deposito finale.

Parallelamente allo sviluppo dei metodi di trattamento sono allo studio le strategie relative agli altri aspetti della gestione della grafite nel caso si optasse per l'estrazione dal reattore, che riguardano essenzialmente:

- il condizionamento (inserimento e immobilizzazione) in contenitori speciali, cosiddetti ad alta integrità: tecnologia tra l'altro già disponibile in commercio (contenitori per metalli attivati ILW o HLW), eventualmente da 'customizzare' in funzione della forma della grafite (blocchi interi o frantumati)
- la definizione delle caratteristiche della facility per lo stoccaggio temporaneo (interim storage)
- la definizione dei criteri per un deposito sotterraneo (*intermediate depth disposal* oppure *deep geological disposal*, secondo IAEA GSG-1)
- la definizione dei WAC (Waste Acceptance Criteria) sia per l'interim storage che per il final disposal.

Nel successivo §5.3.3 viene fornita una sintesi dello stato dell'arte relativamente ai punti di cui sopra.

5.3.3 Possibili scenari di smaltimento

Nel documento di sintesi del progetto Carbowaste [20], sono state individuate 24 opzioni per la gestione della grafite (Tabella 20) che riguardano diversi aspetti del ciclo di vita di questo prodotto (Figura 100) in relazione al materiale presente sia nei reattori da ricerca che in quelli di potenza.

Tabella 20 - (FONTE: [20])

Option No.	Description
1	Encapsulation and deep repository
2	Size reduce graphite for minimised waste package volume; local immobilisation
3	Minimum processing
4	Deferred start with remote retrieval
5	Deferred start with manual retrieval
6	Minimum processing with deferred start
7	Alternative retrieval and graphite form in package
8	Alternative retrieval and repository
9	Interim storage and repository
10	Alternative retrieval, encapsulation and intermediate storage
11	In-situ treatment and near-surface repository
12	Ex-situ treatment and near surface repository
13	Gasification and isotopic dilution with conventional fossil fuel CO ₂
14	Gasification and isotopic dilution with conventional fossil fuel CO ₂ as a result of sequestration
15	Gasification and isotopic dilution by dispersal as CO ₃ in the sea
16	C-14 re-use
17	C-14 re-use with no isotope separation
18	Graphite re-use for nuclear application only
19	In-situ entombment
20	Waste volume reduction and emission to atmosphere
21	Make use of graphite as inert filler, removing the need for some encapsulation
22	Immobilise in medium impermeable to C-14
23	Chemically bind C-14
24	Interim storage of raw waste and repository

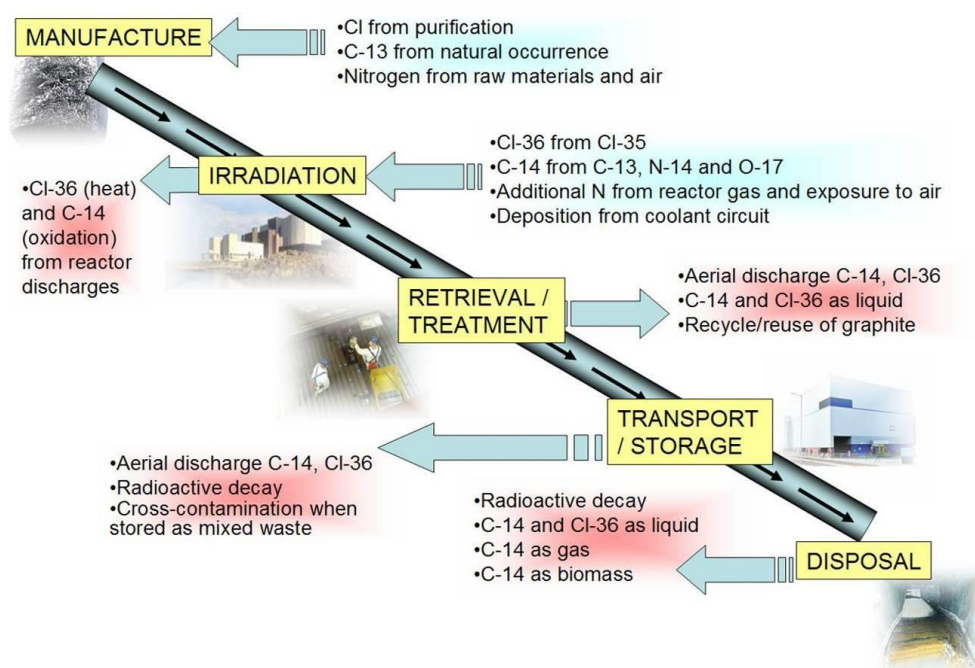


Figura 100 - (FONTE: [20])

Nell'ambito del progetto CARBOWASTE è stata effettuata e pubblicata un'analisi MCDA (Multi Attribute Decision Analysis) [43], al fine operare il ranking di un numero definito di alternative (elencate nella Tabella 20) attraverso la misurazione dell'importanza relativa tra di esse, secondo un set di criteri di livello superiore (Tabella 21); secondo tale studio l'opzione migliore risulta essere l'alternativa 19 ovvero l'entombment presso il sito per un periodo che va da 80 a 130 anni.

Tabella 21 - (FONTE: [20])

Objective 1: Environmental and Safety	Criterion 1: Environment and Public Safety
	Criterion 2: Worker Safety
	Criterion 3: Security
Objective 2: Economic	Criterion 4: Economic Cost and Benefit
	Criterion 5: Technology Predictability
Objective 3: Social	Criterion 6: Stability of Employment
	Criterion 7: Burden on Future Generations

L'opzione 10, è invece risultata essere la peggiore. Questo risultato è sorprendente per almeno 2 motivi:

- I volumi di grafite irraggiata, in particolare condizionati all' interno dei contenitori ad alta integrità, per quanto grandi, sono dello stesso ordine di grandezza dei volumi di

combustibile irraggiato stoccato a secco presenti nelle nazioni che hanno adottato un ciclo del combustibile nucleare 'aperto'

- La gestione del combustibile irraggiato a secco, malgrado esso comporti rischi ben più elevati rispetto alla grafite irraggiata in termini radiologici (HLW) e di security (proliferazione), è allo stato dell'arte specie in relazione a quelle fasi che sarebbero comuni alla gestione della grafite irraggiata (ad esempio packaging, remote handling e trasporto).

Probabilmente, sulla definizione del ranking di cui sopra hanno pesato essenzialmente motivazioni di natura economica legate:

- ai costi di recupero, che comportano di fatto pesanti interventi agli edifici dei reattori, come ampiamente illustrato nel precedente Capitolo 4.
- Ai costi di realizzazione di facility di interim storage, per quanto già allo stato dell'arte per i rifiuti HLW, piuttosto che la temporanea indisponibilità dei depositi finali

E' necessario sottolineare inoltre che le opzioni individuate in sede CARBOWASTE non potrebbero avere una validità generale in quanto si riferiscono a realtà tra loro fortemente eterogenee in termini di:

- caratteristiche della grafite: composizione, quantità, condizioni di irraggiamento e livelli di attivazione
- architettura e localizzazione degli impianti: facilità di accesso alla pila di grafite, reattori situati all'interno di impianti con altre unità (di diverso tipo) ancora in esercizio per alcuni decenni oppure in costruzione, disponibilità di effettuare l'interim storage in situ
- Disponibilità di siti potenzialmente idonei alla costruzione di depositi geologici o a profondità intermedia; in ambito CARBOWASTE sono state individuate le seguenti opzioni:
 - Deposito a profondità intermedia o *shallow facility* (50÷200 m) in formazioni rocciose sia 'dure' (ad es. granito) che argillose.
 - Deposito geologico (profondità ≥ 500 m), in rocce sedimentarie (argilliti), sedimentarie e rocce dure (bentoniti), oppure in formazioni saline (evaporite host rock)
- Quadro normativo a livello nazionale.

Tutte queste variabili influenzano la scelta della strategia migliore spingendo verso l'implementazione di soluzioni 'ad hoc' ovvero caso per caso e in funzione delle variabili 'locali' sopra citate. Probabilmente sono questi i motivi per cui nessuno dei paesi possessori di significative quantità di grafite irraggiata ha preso decisioni definitive in merito.

Per gli scopi che ci si propone in questo lavoro di tesi ovvero di fornire anche un quadro generale sull'argomento grafite, si farà cenno alle strategie attualmente seguite dalla Francia e del Regno Unito che, in quanto detentori dei maggiori quantitativi di grafite irraggiata al mondo (rispettivamente 99000 t e 23000 t), sono i paesi che hanno fornito e tutt'ora forniscono il contributo maggiore in termini di ricerca teorica e applicata.

Nel Regno Unito, in particolare per i reattori di potenza di I generazione (Magnox), è stata scelta la strategia del decommissioning differito di lungo periodo: con ciò si intende di fatto ciò che è sintetizzato nell'opzione 19, ovvero un 'entombment a termine' del reattore da intendersi come una custodia protettiva passiva di lunghissimo periodo, di durata compresa, a seconda dei casi, tra 80 e 130 anni (si veda Figura 101).



Figura 101 – Ricostruzione artistica degli edifici dei reattori GCR di I Gen presso il sito di Trawsfynydd (Galles) nella configurazione da 'entombment', al termine di tutti gli smantellamenti 'convenzionali' e/o che comportino la produzione di rifiuti a medio-bassa attività e dopo gli interventi di messa in sicurezza, abbassamento dell'edificio e consolidamento (FONTE: Magnox Limited).



Figura 102 – Edificio reattore della Centrale nucleare di Vandellós, prima e dopo gli interventi di preparazione al safestore/entombment [Fonte: www.enresa.es]

La scelta dell'UK si giustifica col fatto che la grafite irraggiata viene classificata come ILW, una categoria di rifiuto radioattivo per la quale l'autorità Britannica NDA non ha ancora individuato i criteri per lo smaltimento finale, [39], [40], [44]. L'opzione proposta al termine del periodo di safestore prolungato è il trasferimento della grafite irraggiata al Deposito Geologico (formazioni argillose) in appositi contenitori; per gli impianti scozzesi si sta valutando la possibilità di inviarla in un deposito a profondità intermedia. In entrambi i casi il periodo di entombment in sito consentirebbe di:

- portare a termine gli studi sull'individuazione di un sito idoneo allo smaltimento finale,
- costruire il deposito
- mettere a punto tecniche di decontaminazione e riduzione di volume tali da ridurre significativamente i costi di conferimento (costi di progettazione e realizzazione dei contenitori, costi di interim storage e trasporto) ma soprattutto i costi di costruzione del deposito.

Esso infatti dovrà essere idoneo ad accogliere un volume di manufatti condizionati variabile da alcune decine di migliaia di metri cubi di manufatti ad alcune centinaia di migliaia, nel caso di struttura unica nazionale; a tal proposito si è ipotizzato, in prima approssimazione, un rapporto tra il volume della grafite e il volume del contenitore di circa 1/4.

Nel caso della grafite del reattore di Latina, il volume netto di grafite irraggiata da stoccare è di circa 1400 m³ (blocchetti di grafite interi) o, 1200÷1300 m³, a seconda della pezzatura/granulometria se frantumati/polverizzati. Una stima del volume lordo da stoccare, comprensivo del contenitore ad alta integrità, può essere ricavata prendendo ad esempio i moduli-contenitori in calcestruzzo proposti in via preliminare dall'ANDRA (Figura 103); tale volume sarebbe compreso tra 7910 m³ e 11900 m³ in funzione della taglia del contenitore.

La grandezza dei volumi da smaltire al deposito geologico pone dunque non pochi problemi soprattutto nella realizzazione di una struttura sotterranea con simili capacità. E' questo uno dei motivi che ha spinto molti governi a finanziare studi volti a verificare la possibilità concreta di decontaminare la grafite, ridurre il volume al fine di poterla smaltire in strutture di superficie o addirittura riciclarla. I principali metodi di trattamento della grafite sono illustrati nei documenti [31], [32], [33], [35], e [20].

La scala gerarchica delle opzioni previste dalla NDA, [39], [40], riportata di seguito, chiarisce e sintetizza quanto sopra detto e le possibili alternative:

There were a number of high level strategic options for the management of graphite laid out in the 2011 update on graphite. These are outlined below:

- **Option 1** - Manage all graphite waste as ILW and ensure the geological disposal facility caters for the large volumes of material. This is the baseline option for England and Wales.
- **Option 2** - Condition graphite waste to enable disposal at LLWR Ltd.
- **Option 3** - Condition Low Level Waste (LLW) and/or ILW graphite waste to remove most of the contamination and release as "exempt waste" or reuse the graphite where possible.
- **Option 4** - Separate disposal facility (or facilities) for graphite wastes, including a near surface disposal option and may include a pre-treatment step. This option would support Scottish Government's HAW long-term management Policy and the development of its Implementation Strategy.

Per quanto riguarda la Francia, la grafite irraggiata è classificata nell'inventario nazionale [37] come LLW-LL (Low Level Waste-Long Lived) e per essa sono stati proposti vari scenari possibili [36], [38], [45]. Inizialmente era stato ipotizzato il conferimento in una struttura dedicata alla sola grafite (condizionata all'interno di contenitori in calcestruzzo, simili ai 'moduli' dei depositi di superficie, Figura 103) a profondità intermedia (shallow facility, ≤200 m) in formazioni argillose (Figura 104); tale soluzione è stata progressivamente accantonata per la difficoltà di individuare un sito con le caratteristiche richieste. La soluzione principale attualmente in fase di studio è lo smaltimento della grafite irraggiata senza trattamento in un deposito geologico (Figura 104) insieme ad altri rifiuti ILW in cui sono presenti radionuclidi a lunghissima vita (ILW-LL) e HLW.

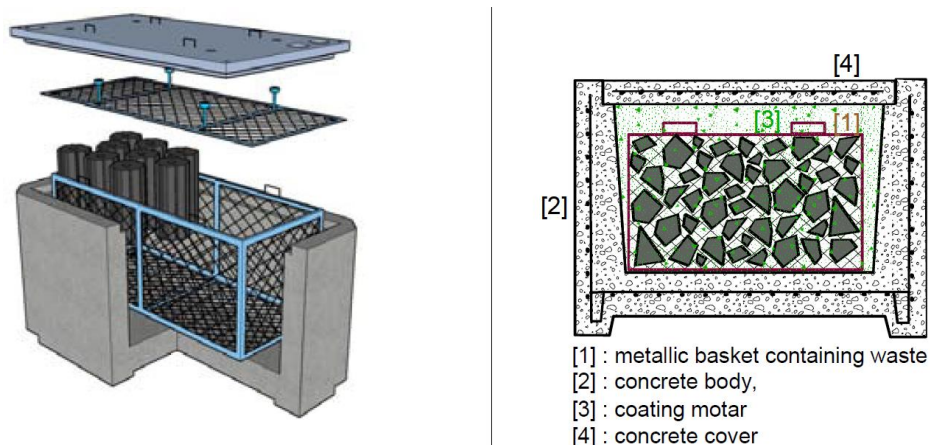


Figura 103 - [38].

1ST OPTION: DIRECT DISPOSAL AT CIGEO

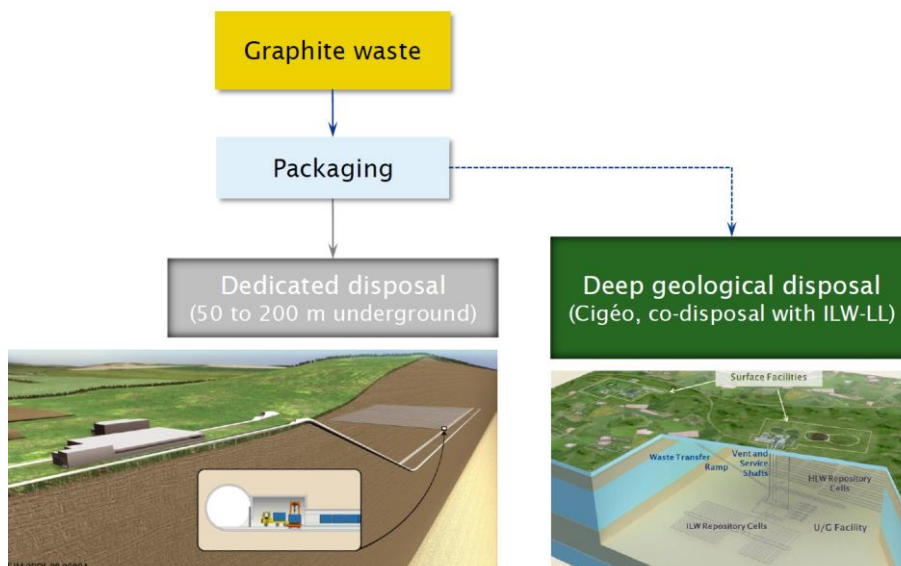


Figura 104 - [37]

La seconda opzione (Figura 105) prevede il sorting della grafite in funzione dell'attività e lo smaltimento in 2 strutture diverse: un deposito di superficie dedicato, per la grafite LLW e un deposito geologico unico per la grafite LLW-LL.

Infine la 3a opzione (Figura 106) considera diversi livelli di trattamento della grafite, che includono la 'decontaminazione' parziale, tramite i metodi citati in precedenza, cui seguono trattamenti di incenerimento o di gassificazione; i residui, ai vari livelli del processo, possono essere resi rilasciabili (nel caso della $^{14}\text{CO}_2$) oppure conferiti allo smaltimento finale, previo condizionamento, in depositi di superficie o geologici, a secondo del contenuto di attività. Il condizionamento di questi residui è tutt'ora oggetto di studio.

2ND OPTION: GRAPHITE SORTING PRIOR TO DISPOSAL

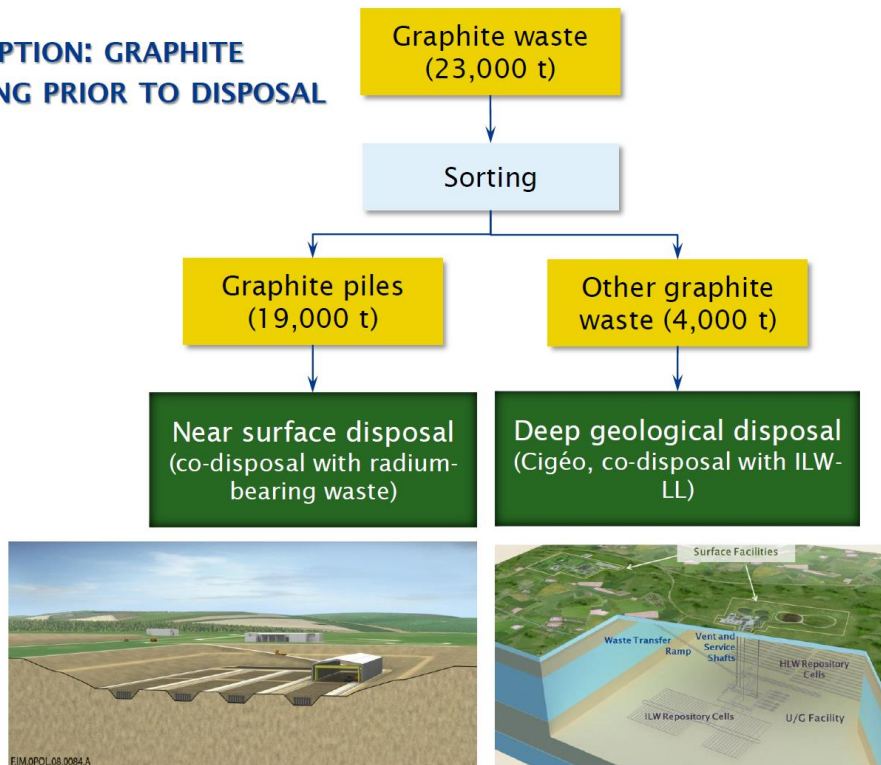


Figura 105 - [37]

3RD OPTION: GRAPHITE TREATMENT

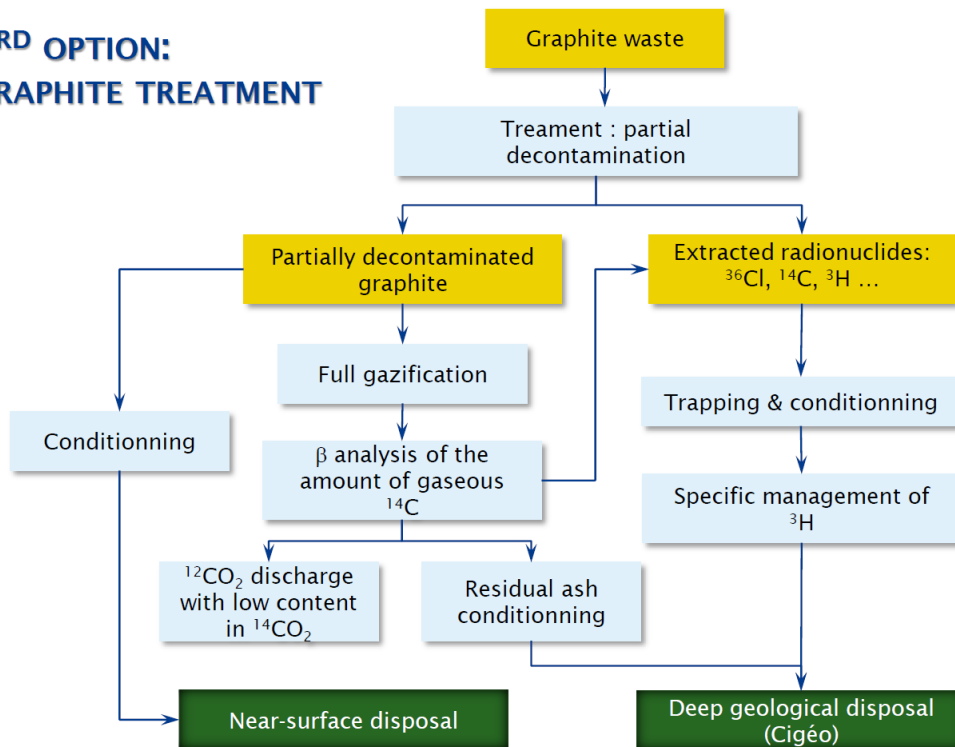


Figura 106 - [37]

6 CARATTERIZZAZIONE DELLA GRAFITE DEL REATTORE DI LATINA

A partire dal 1999 Sogin ha condotto una campagna volta a caratterizzare meccanicamente, chimicamente e radiologicamente la grafite del nocciolo del reattore di Latina. Le misure sono state effettuate su campioni di grafite 'vergine' e irraggiata prelevati rispettivamente:

- da blocchi tenuti in scorta durante il cantiere per l'assemblaggio della pila, ancora conservati presso la Centrale dai primi anni '60.
- Direttamente dal nocciolo mediante carotaggi di dimensioni medie $\varnothing 15$ mm e lunghezza ≈ 30 mm ottenuti mediante un tool introdotto nei canali accessibili attraverso gli stand pipe con 'tappo modificato' (si veda §6.1).

6.1 Caratterizzazione della grafite nuclear grade

Di seguito si riporta un elenco delle prove effettuate:

- Analisi chimiche
- Analisi alla Microscopia Elettronica a Scansione (SEM)
- Rilevazione delle velocità delle onde elastiche P, S
- Cicli Termici
- Prove Meccaniche
 - Prova di Compressione Uniassiale con Misura delle Deformazioni attraverso l'Utilizzo di 4 Estensimetri
 - Prova di Carico Uniassiale Ciclica
 - Prova di Resistenza a Trazione "Brasiliana"
 - La resistenza alla trazione indiretta tramite flessione
- Analisi Granulometrica
- Microscopia
- Misure di Reattività Chimica

Sul campione di polveri di grafite vergine sono state effettuate determinazioni riguardanti:

- il limite inferiore di infiammabilità in nube
- lo spettro granulometrico
- i parametri di esplosione P_{max} , $(dP/dt)_{max}$ e K_{St}
- la temperatura di autoinfiammabilità in nube
- l'energia minima di accensione
- la resistività elettrica;
- la suscettibilità all'autoriscaldamento.

6.2 Caratterizzazione radiologica della grafite irraggiata: sintesi

Al fine di caratterizzare radiologicamente la grafite sono stati prelevati in diverse campagne circa un centinaio di campioni, per lo più carotando i canali del combustibile, con un'apposita attrezzatura (Figura 100).

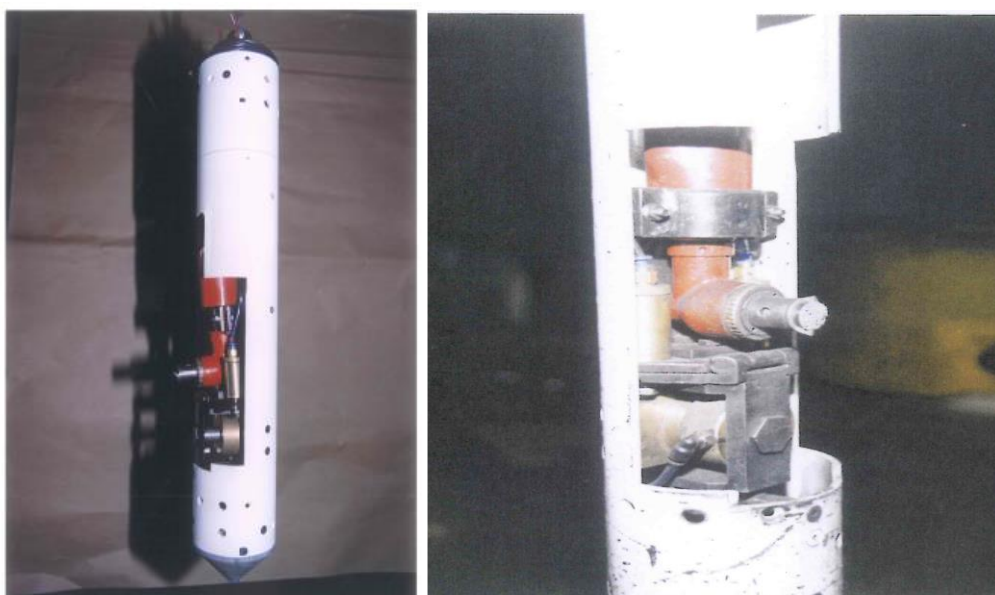


Figura 107

I valori minimi e massimi dei radionuclidi di riferimento della grafite 'attivata' sono riportati nella Tabella 17, di cui al precedente §5.3. I metodi di analisi, non oggetto del presente lavoro, sono descritti nei documenti [Rif.12] e [Rif.13]. In questo paragrafo si forniscono solo le informazioni relative alla posizione di prelievo dei campioni e al numero di analisi effettuate, riassunti nella seguente Tabella 22.

Tabella 22 - [Rif.12]

SOGIN description	gamma dose rate in contact with the container [$\mu\text{Sv/h}$]	number of the analyses								m [g]
		Gamma	C-14	Cl-36	Sr-90	Fe-55/Ni-63	Pu-241	H-3	Alpha	
08F08A1/C1	11,3								3	7,64091
08F08A1/I1	12,3								3	7,22797
09F03A1/S1	1,4	1	3	3						5,24555
09F03A1/C1	6,9	1	3	3						4,99267
09F03A1/I1	8,6	1	3	3						5,88683
10F10A1/C3	13,4				3	3	3	3		6,92680
11F13A1/S1	4,2	1	3	3						5,55178
11F13A1/C1	15,6	1	3	3	3	3	3	3		6,00478
11F13A1/I1	18	1	3	3						7,07099
12F06A1/C1	16,2								3	7,29149
12F06A1/I1	8,5								3	4,89029
12F16U2/S1	0,47	1	3	3						7,41619
12F16U2/C1	1,6	1	3	3	3	3	3	3	3	5,63790
12F16U2/I1	2,0	1	3	3					3	5,03685

La presenza del ^{14}C è distribuita su tutto il volume del nocciolo con una maggiore concentrazione nella parte inferiore (Tabella 23 e Figura 108), almeno da quanto risulta dai campioni analizzati, relativamente alla loro posizione di prelievo.

Tabella 23

		Distribuzione radiale dell' attività specifica [Bq/g]											
		zona centrale			zona intermedia						zona periferica		
Quota	superiore				11200	15400	15400	14000	12800	12400	4700	4300	4500
	piano medio	82400	75500	75500	55000	58000	52800	62700	57900	62100	18900	22400	23600
	inferiore				106000	98500	97900	181000	127000	120000	24800	24400	24400
	Distanza dall' asse del nocciolo [cm]	161	161	161	388	388	388	388	388	388	488	488	488

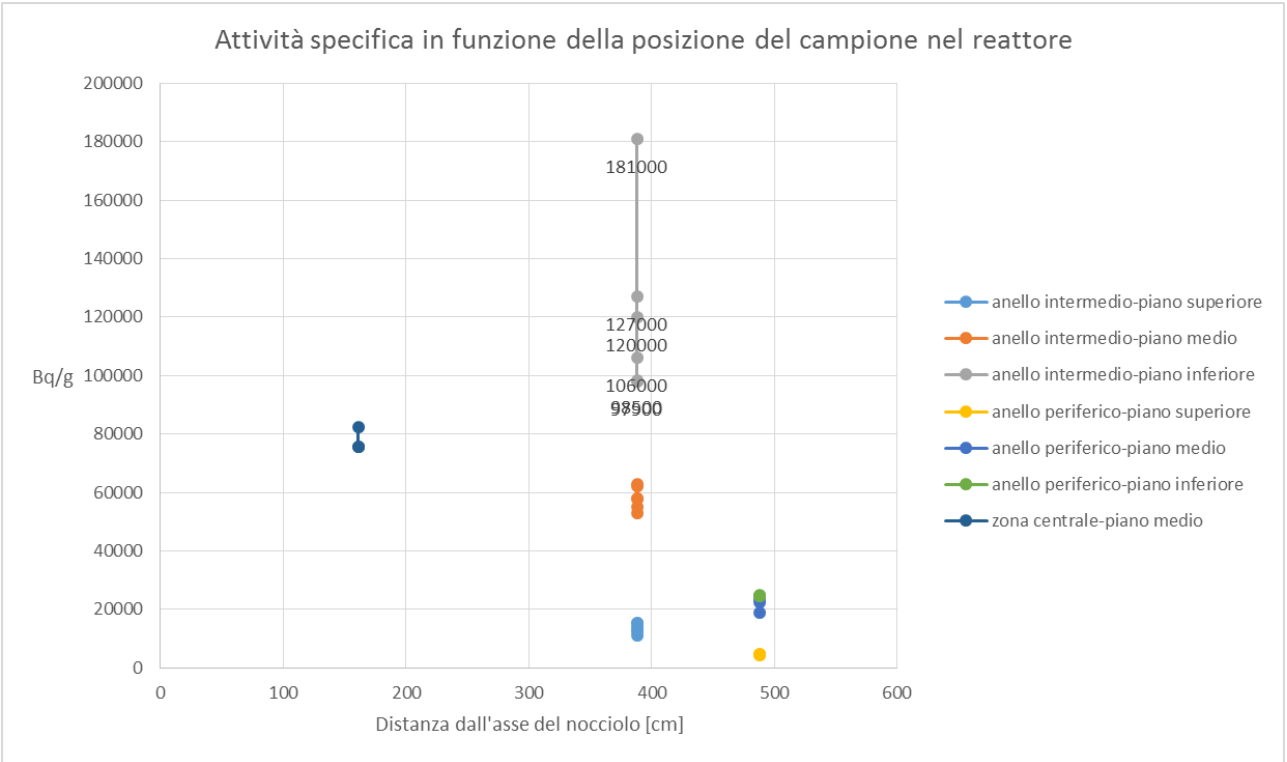


Figura 108

6.3 Caratterizzazione della grafite irradiata

Per quanto concerne la caratterizzazione meccanica della grafite irradiata sono state realizzate prove atte a misurare la densità, la porosità e la resistenza a compressione mentre, su campioni di polveri prelevati dai filtri ciclonici, sono stati anche determinati:

- il limite inferiore di infiammabilità in nube
- lo spettro granulometrico
- i parametri di esplosione p_{max} , $(dp/dt)_{max}$ e K_{St}
- l'energia minima di accensione.

Le prove di infiammabilità hanno fornito risultati in linea con i dati di letteratura [58], [60], [61]: è stato dimostrato che le condizioni di ignizione del polverino di grafite sono molto diverse se confrontate con le condizioni di temperatura e pressione che si hanno applicando tecnologie di taglio ossigas, CAMC, o qualsiasi tipo di taglio meccanico. Di seguito si riportano i valori medi dei parametri misurati:

Tabella 24

Pressione massima di esposizione p_{max}	5,43	bar
Rateo di incremento della pressione $(dp/dt)_{max}$	118	bar/s
K_{St}	32	bar m/s
Energia minima di ignizione	2000	J
Temperatura e concentrazione minima di infiammabilità	600°C 350 g/m ³	Classificato come non infiammabile dal SSC (*)

(*) Stazione Sperimentale Combustibili – Ente certificato per questo tipo di misure.

Per il fatto che il polverino di grafite è di fatto un materiale non infiammabile è possibile dunque di applicare per il taglio della sfera e degli internals del reattore, praticamente tutte le tecnologie di taglio meccanico, ossigas e termico.

Le prove per misurare la densità, la porosità e la resistenza a compressione sono state svolte presso il laboratorio LECl (Laboratory for Studies of Irradiated Fuels) del centro CEA di Saclay, Francia. La prova di resistenza a compressione è stata effettuata su un provino di dimensioni non a norma (ASTM C 695 – 91 Standard Test Method for Compressive Strength of Carbon and Graphite). Di seguito si riportano le informazioni, tratte da [Rif.11], utilizzate per stimare le proprietà meccaniche della grafite irraggiata e quelle direttamente utilizzate nelle simulazioni di cui successivo Capitolo 7. Le analisi sono state svolte su 16 campioni di cui è stata misurata la densità bulk, successivamente, 7 campioni sono stati utilizzati per misurare le variazioni di porosità e 9 per effettuare le prove di resistenza a compressione di cui sopra. I campioni sono stati prelevati nei canali evidenziati nella mappa del nocciolo in Figura 109 a 3 quote diverse corrispondenti alle 3 temperature di riferimento del nocciolo:

- 1° layer di moderatore nella zona inferiore (ingresso refrigerante)
- Layer centrale, corrispondente alla zona a massimo flusso
- Ultimo layer di moderatore nella parte superiore (uscita refrigerante)

In Tabella 25 si riportano le posizioni di prelievo dei campioni analizzati e la dose da neutroni veloci ricevuta dalla grafite in quel punto, calcolata tenendo conto dei coefficienti di attenuazione assiale e radiale. Nella successiva Tabella 26 si riportano le temperature medie delle zone di prelievo dei campioni.

6.3.1 Variazione della densità

Le variazioni di densità misurate sono riportate nella Tabella 28. La densità media della grafite irraggiata risulta essere 1,618 g/cm³, corrispondente ad una perdita di massa media, sul reattore, del 5,55% a fronte di un valore massimo del 9,64%. Per le simulazioni sono stati utilizzati i valori medi della perdita di massa e della densità; la perdita di massa x è stata calcolata con la formula:

$$x = 1 - \frac{\rho_i}{\rho_0},$$

con ρ_i densità bulk media del materiale irraggiato, ρ_0 densità bulk della PGA vergine pari a 1,71 g/cm³.

Tabella 25 - [Rif.11]

Sample number	Sample reference	Axial position / maximum flux plane (m)	Radial position / center (m)	Axial attenuation	Radial attenuation	Fluence (E > 0.1MeV) (10 ²¹ n.cm ⁻²)
1	04F04A1/S2	3.7	5.1	0.99	0.92	1.12
2	04F04A1/I2	-3.5	5.1	1.00	0.92	1.13
3	10F10A1/S2	3.7	1.0	0.99	0.99	1.21
4	10F10A1/I2	-3.5	1.0	1.00	0.99	1.22
5	12F06A1/I3	-3.5	3.1	1.00	0.97	1.19
6	10F10A1/C1	0.3	1.0	1.00	0.99	1.22
7	10F10A1/S1	3.7	1.0	0.99	0.99	1.21
8	04F04A1/S3	3.7	5.1	0.99	0.92	1.12
9	04F04A1/C3	0.3	5.1	1.00	0.92	1.13
10	04F04A1/I3	-3.5	5.1	1.00	0.92	1.13
11	04F04A1/C4	0.3	5.1	1.00	0.92	1.13
12	10F10A1/S3	3.7	1.0	0.99	0.99	1.21
13	10F10A1/C2	0.3	1.0	1.00	0.99	1.22
14	10F10A1/I3	-3.5	1.0	1.00	0.99	1.22
15	10F10A1/C4	0.3	1.0	1.00	0.99	1.22
16	12F06A1/I4	-3.5	3.1	1.00	0.97	1.19

Tabella 26 - [Rif.7]

Sample number	Sample reference	Fluence (E > 0.1MeV) (10 ²¹ n.cm ⁻²)	Average temperature of the sample (°C)
1	04F04A1/S2	1.12	350
2	04F04A1/I2	1.13	180
3	10F10A1/S2	1.21	350
4	10F10A1/I2	1.22	180
5	12F06A1/I3	1.19	180
6	10F10A1/C1	1.22	250
7	10F10A1/S1	1.21	350
8	04F04A1/S3	1.12	350
9	04F04A1/C3	1.13	250
10	04F04A1/I3	1.13	180
11	04F04A1/C4	1.13	250
12	10F10A1/S3	1.21	350
13	10F10A1/C2	1.22	250
14	10F10A1/I3	1.22	180
15	10F10A1/C4	1.22	250
16	12F06A1/I4	1.19	180

Premesso che la numerosità del campione analizzato è piccola e che occorrerebbe effettuare le medesime analisi su altri campioni, i risultati (riassunti in Tabella 29), ad eccezione del caso del campione prelevato nella parte alta del canale periferico, sono piuttosto coerenti con la precedente formula di Standring [4] e [8], che correla il tasso di perdita di massa g_0 per ossidazione radiolitica al rateo di dose D, alla pressione e alla temperatura, ovvero

$$g_0 \propto \frac{D p}{T}.$$

Nello stesso intervallo di tempo la perdita di massa risulta accentuata nelle zone a più bassa temperatura, a parità di dose e di temperatura. Il valore massimo di perdita di massa misurato è in accordo con i valori massimi riscontrati nei reattori UNGG francesi, il cui moderatore è costituito dalla stessa grafite PGA del reattore di Latina (stesso pet-coke). La perdita media invece risulta inferiore, probabilmente a causa del periodo di funzionamento complessivamente più basso del reattore di Latina rispetto ai suoi omologhi. I valori più alti di perdita massa, relativamente ai campioni prelevati si hanno nella parte alta dei canali periferici.

Tabella 27

Quota	Perdita di massa		Temperatura media della grafite in condizioni di esercizio
layer inferiori (1° e 2°)	X _{in}	6,17 %	180°C
layer centrali (5° e 6°)	X _{center}	5,01 %	250°C
layer superiori (10°)	X _{out}	5,40 %	300°C

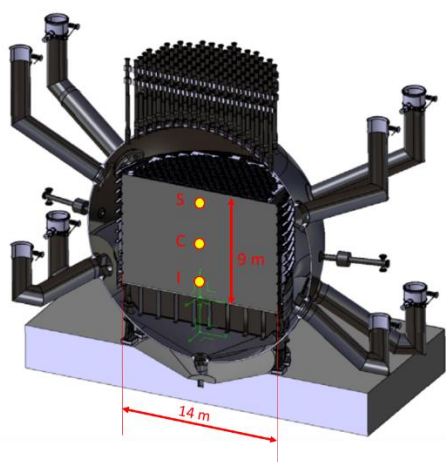
La perdita di massa per ossidazione radiolitica è un fenomeno che interessa, anche se in misura minore, anche i reattori in decommissioning come quello di Latina, specie per i blocchi di grafite in prossimità delle piastre di carico e della piastra di base, dove persistono alte dosi γ . Tale fenomeno è limitato dal mantenimento del reattore a pressione ambiente riempito con aria. La determinazione del tasso di perdita di massa per ossidazione radiolitica nelle condizioni di safe storage e la conseguente valutazione della perdita di massa nel medio/lungo periodo (safestore prima dello smantellamento o entombment) esula dagli scopi di questo lavoro ma nel contempo ne costituisce uno dei possibili sviluppi.

Tabella 28 - [Rif.7]

Sample reference	Density after irradiation (g/cm ³)	Density before irradiation (g/cm ³)	Density loss (%)
04F04A1/S2	1.545	1.71	9.64
04F04A1/I2	1.591	1.71	6.96
10F10A1/S2	1.613	1.71	5.68
10F10A1/I2	1.571	1.71	8.15
12F06A1/I3	1.616	1.71	5.51
10F10A1/C1	1.629	1.71	4.76
10F10A1/S1	1.599	1.71	6.50
04F04A1/S3	1.561	1.71	8.71
04F04A1/C3	1.695	1.71	0.90
04F04A1/I3	1.593	1.71	6.84
04F04A1/C4	1.683	1.71	1.61
10F10A1/S3	1.641	1.71	4.03
10F10A1/C2	1.620	1.71	5.26
10F10A1/I3	1.638	1.71	4.19
10F10A1/C4		1.71	
12F06A1/I4	1.638	1.71	4.21

Tabella 29

Canale	Posizione rispetto all'asse del reattore (rif. Figura 109)	Densità media [g/cm ³]		
		Quota alta S	Quota centrale C	Quota bassa I
04F04A1	periferico	1,553	1,689	1,592
10F10A1	centrale	1,618	1,625	1,605
12F06A1	intermedio			1,627



$T_s=350^{\circ}\text{C}$ $T_c=250^{\circ}\text{C}$ $T_f=180^{\circ}\text{C}$

SCHEMA CHIAVE PER L'IDENTIFICAZIONE DEI CANALI

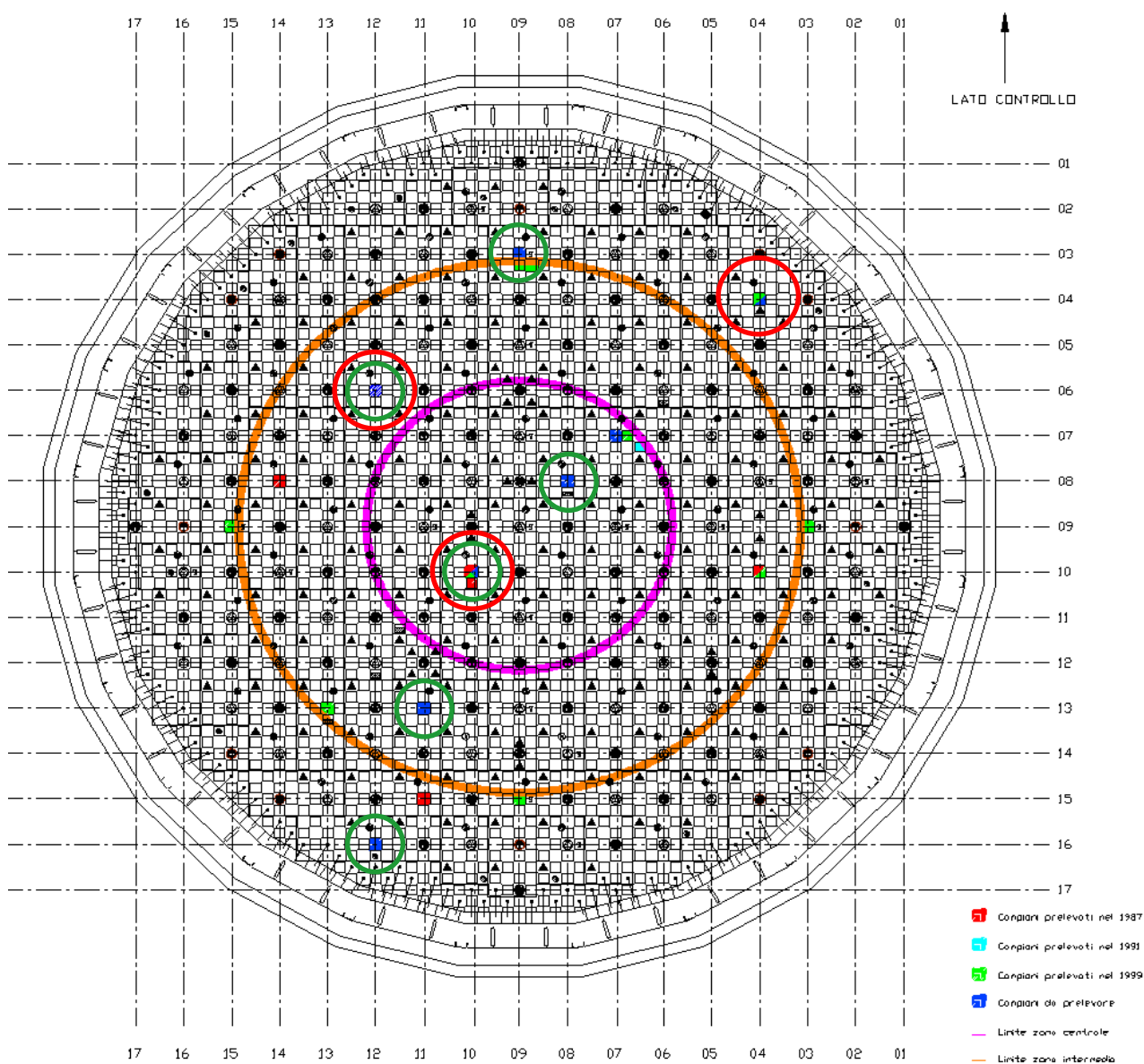
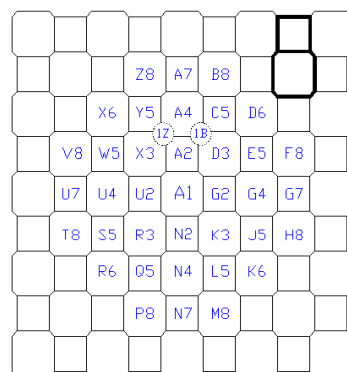


Figura 109

6.3.2 Misura della porosità della grafite irraggiata

Per completezza si riportano i dati relativi alla porosità della grafite irraggiata, ottenuti con il metodo del bromobenzene. L'aumento della porosità riscontrato è in linea con quanto previsto dalla teoria.

Tabella 30 - [Rif.7]

Sample reference	Bulk density after irradiation (g/cm ³)	Theoretical density (ρ_{th}) (g/cm ³)	Total porosity (P_T) (%)
04F04A1/S2	1.545	2.266	31.81
04F04A1/I2	1.591	2.266	29.79
10F10A1/S2	1.613	2.266	28.82
10F10A1/I2	1.571	2.266	30.69
12F06A1/I3	1.616	2.266	28.69
10F10A1/C1	1.629	2.266	28.13
10F10A1/S1	1.599	2.266	29.44

Tabella 31 - [Rif.7]

Sample reference	Bulk density after irradiation (g/cm ³)	Pycnometric density (ρ_p) after irradiation (g/cm ³)	Open porosity (P_O) (%)
04F04A1/S2	1.545	2.175	28.96
04F04A1/I2	1.591	2.134	25.45
10F10A1/S2	1.613	2.133	24.38
10F10A1/I2	1.571	2.139	26.57
12F06A1/I3	1.616	2.134	24.28
10F10A1/C1	1.629	2.149	24.21
10F10A1/S1	1.599	2.126	24.80

Tabella 32 - [Rif.7]

Sample reference	Closed porosity (P_F) (%)	Open porosity (P_O) (%)	Total porosity (P_T) (%)
04F04A1/S2	2.85	28.96	31.81
04F04A1/I2	4.34	25.45	29.79
10F10A1/S2	4.44	24.38	28.82
10F10A1/I2	4.12	26.57	30.69
12F06A1/I3	4.41	24.28	28.69
10F10A1/C1	3.92	24.21	28.13
10F10A1/S1	4.64	24.80	29.44

6.3.3 Misura della resistenza meccanica

Per quanto concerne le prove meccaniche della grafite irraggiata, l'unica ad essere stata condotta è stata la prova di resistenza a compressione su 8 campioni, di cui si riportano i risultati nella seguente tabella:

Tabella 33 - [Rif.7]

Sample reference	Irradiation temperature (°C)	Fluence (E > 0.1MeV) (10^{21} n.cm ⁻²)	R _{cirr} (MPa)
04F04A1/S3	350	1.12	14.12
04F04A1/C3	250	1.13	33.54
04F04A1/I3	180	1.13	40.05
04F04A1/C4	250	1.13	34.76
10F10A1/S3	350	1.21	24.28
10F10A1/C2	250	1.22	31.14
10F10A1/I3	180	1.22	46.76
12F06A1/I4	180	1.19	31.07

Le prove sono state effettuate su campioni di dimensioni diverse da quelle prescritte dalla norma di riferimento²⁷⁾. Il valore medio ottenuto è 32 MPa ma con una deviazione standard pari a 9,8 MPa. Il valor medio è sensibilmente diverso dal valore normalmente considerato in letteratura per la PGA, pari a 27 MPa. Sono necessarie ulteriori prove. Per quanto riguarda la resistenza a trazione, non disponendo di dati sperimentali, si è proceduto a stimarne il valore tramite il metodo indicato nel precedente paragrafo §5.2.6. I valori ottenuti dal calcolo sono riepilogati in Tabella 34.

Tabella 34

Resistenza a TRAZIONE nella direzione parallela alla direzione di estrusione	$\sigma_{t,a}$	17,9	MPa	(180°C)
		18,1	MPa	(250°C)
		15,7	MPa	(360°C)
Resistenza a TRAZIONE nella direzione Perpendicolare alla direzione di estrusione	$\sigma_{t,t}$	11,7	MPa	(180°C)
		11,8	MPa	(250°C)
		10,5	MPa	(360°C)
Resistenza a COMPRESSIONE nella direzione parallela alla direzione di estrusione	$\sigma_{c,a}$	28,4	MPa	(180°C)
		28,7	MPa	(250°C)
		25,0	MPa	(360°C)
Resistenza a COMPRESSIONE nella direzione Perpendicolare alla direzione di estrusione	$\sigma_{c,t}$	28,7	MPa	(180°C)
		29,1	MPa	(250°C)
		25,8	MPa	(360°C)

Per ciascuna tensione di rottura si riportano i valori rispettivamente nella parte bassa del nocciolo, in quella media e nella parte superiore del moderatore. Nella parte alta del nocciolo la resistenza nelle 2 direzioni di riferimento risulta leggermente più bassa della grafite vergine, rispettivamente pari a 17 MPa e a 11 MPa. Ad una quota intermedia e nella parte bassa del nocciolo la resistenza aumenta in entrambe le direzioni. Per confronto con i dati sperimentali è stata effettuata la medesima stima per la resistenza a compressione, che resta a qualunque quota al di sotto del valor medio ottenuto dalle prove.

Relativamente alla misura sperimentale della resistenza a trazione, si è indagato anche circa la possibilità di utilizzare i campioni di grafite presenti nelle 'bottiglie' porta-campioni tuttora alloggiate nei 'canali campioni' del nocciolo: le bottiglie sono recuperabili con le attrezzature 'manuali' ('scivoli') tuttora presenti al piano governo reattore, data l'indisponibilità della macchina di carico-scarico del combustibile, già smantellata. I campioni di grafite che i progettisti inserirono in questi canali fin dall'avviamento del reattore, sono di varie tipologie e dimensioni, ciascuno dedicato ad essere utilizzato per la misura di specifiche grandezze. Tra questi campioni dovrebbero essere presenti dei cilindri (del tipo mostrato in Figura 110) con diametro Ø66 mm e lunghezza 62,7 mm potenzialmente idonei per ricavarne dei provini standard per la prova di trazione secondo la norma ASTM di riferimento²⁶⁾. Purtroppo sia il numero di questi campioni che la loro localizzazione sono ignoti a causa della perdita delle informazioni storiche su di essi.



Figura 110 – Campione di grafite estratto negli anni '60 a scopo addestrativo quindi non sufficientemente irraggiato [Fonte: Sogin, Centrale Nucleare di Latina].

Inoltre solo 3 dei 7 'canali campioni' sono accessibili con i mezzi attualmente presenti al piano governo reattore, ovvero quelli in corrispondenza dei 'tappi modificati' apribili con la gru. Uno degli sviluppi futuri di questo lavoro è dunque la messa a punto di un sistema di individuazione e recupero di questi campioni.

E' tuttavia possibile eseguire una prova di trazione su provini 'corti' di piccole dimensioni, potenzialmente ricavabili dai campioni carotati già disponibili o da quelli prelevati attraverso una nuova campagna di campionamento. L'esecuzione della prova, in tal caso è regolamentata dalla nuova norma ASTM C781 – 08 ²⁸⁾, sviluppata per testare le grafite nuclear grade dei reattori HTGR di nuova concezione ma estendibile anche al caso della PGA.

6.3.4 Stima delle caratteristiche meccaniche della grafite

Le caratteristiche meccaniche della grafite irraggiata, ovvero moduli di Young e resistenza a trazione nelle direzioni di riferimento (parallela e perpendicolare alla direzione di estrusione) sono state stimate sulla base del modello descritto nel precedente Capitolo 5, §5.2.5 e §5.2.6.

Il rateo di dose e il flusso equivalente misurati rispettivamente in EDND e in EDNF, necessari a ricavare le variazioni percentuali del modulo di Young dovuto al danneggiamento da neutroni veloci, sono stati determinati applicando il metodo indicato in [4], attraverso la determinazione del *Calder equivalent rating* P_e (per la potenza del combustibile, MW/t) e la *Calder equivalent dose* (MWd/t), (si veda precedente §5.2.2), secondo le seguenti formule:

$$P_e = \frac{A d_f P}{A_{Cal} d_{f,Cal}}, \quad [\text{MW/t}]$$

dove,

P = Fuel rating del reattore [MW/t]

A sezione della barra di uranio metallico [in^2]

A_{Cal} = 1,04 in^2 è la sezione della barra di uranio metallico [in^2] del reattore di riferimento di Calder Hall

d_f 'damage function' nel punto selezionato del nocciolo in grafite

$d_{f,Cal}$ = 1,395 è il valore della 'damage function' nella posizione standard del reattore di Calder Hall.

La 'damage function' d_f , (si veda §5.2.1) è stata determinata attraverso la formula seguente, specifica nel caso si voglia calcolare il danno in un punto di un canale circondato da n sorgenti, con diversi burnup del combustibile:

$$d_f = \sum \frac{B_i}{B} \frac{\varphi(R_g)_i}{R_i},$$

dove:

B_i e B sono i burn up [MWd/t] delle i -esima sorgente nei canali circostanti a quello in cui viene effettuata la valutazione di burnup pari a B

$\varphi(R_g)_i$ è il valore letto dalla curva di danneggiamento di Kinchin

R_i la distanza dell' i -esima sorgente dal punto di calcolo

Nel caso in esame, a scopo conservativo, si è considerato che il danno da neutroni fosse lo stesso in tutto il reattore e pari al danno subito dalla grafite nei canali a massima potenza. In particolare il calcolo è stato eseguito riferendosi al canale centrale, scegliendo il punto di calcolo sulla superficie del canale assiale del blocco di grafite; sono stati considerati i contributi dovuti agli elementi di combustibile adiacenti (assumendo che avessero il

medesimo burnup), disposti in un reticolo di dimensioni 7x7 (Figura 111): questa scelta è giustificata essenzialmente da 2 motivi:

- il flusso radiale all'interno di un reattore Magnox è essenzialmente piatto sull'intera sezione del nocciolo (Figura 39)
- il contributo al danneggiamento in un dato punto dipende essenzialmente dalle sorgenti nei canali immediatamente adiacenti, per il reattore in questione è nell'ordine del 70%, laddove, il contributo degli elementi di combustibile alla periferia del reticolo considerato è circa il 4%: il contributo di sorgenti più 'lontane' è praticamente trascurabile.

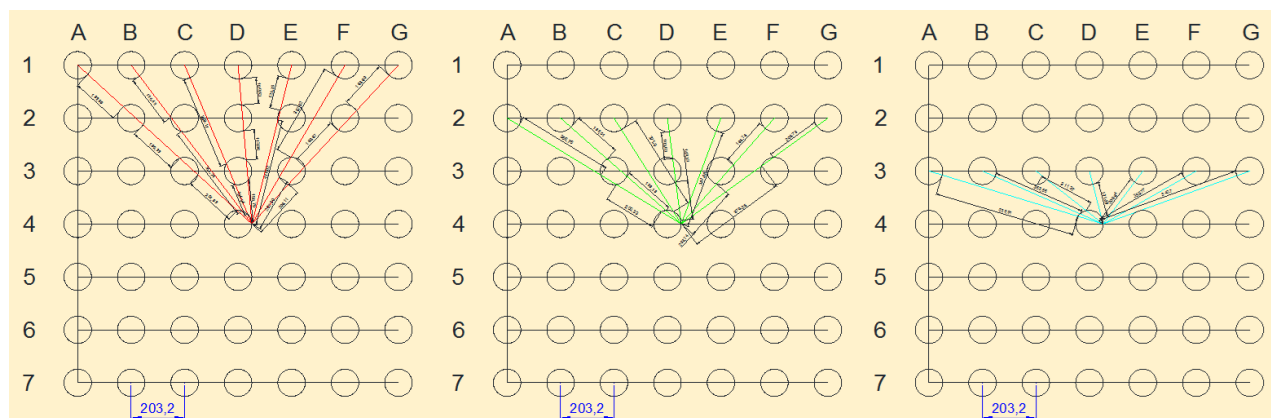


Figura 111 – Porzione di reticolo di 7x7 canali utilizzato per la determinazione degli spessori geometrici di grafite tra le sorgenti.

Nell'ottica di un approccio conservativo si è considerato per i calcoli un burnup di 4 GWd/t pari al valore teorico previsto dal progettista; tale valore non è stato mai raggiunto durante i 23 anni di esercizio.

La Calder equivalent dose D_e può essere calcolata a partire dal fuel rating P_e moltiplicando per il tempo effettivo di irraggiamento EFPD-Effective Full Power Day (Tabella 6), determinato a sua volta come rapporto tra il tempo effettivo di funzionamento (Figura 41) e il fattore di carico effettivo. Attraverso il fattore di conversione di Tabella 12 si ottiene la EDND da cui, dividendo per EFPD si ricava il flusso equivalente EDNF. Il flusso equivalente è necessario a calcolare la temperatura DIDO equivalente, EDT, secondo la formula indicata al §5.2.3. Attraverso la dose e la temperatura equivalenti è possibile utilizzare tabelle o grafici [4], [6], [28] per ricavare la variazione del modulo di Young dinamico nelle direzioni caratteristiche del materiale. Calcolato il modulo di Young dinamico con le formule di cui al precedente §5.2.5 è possibile convertirlo in modulo statico attraverso un opportuno fattore di conversione (in questo studio si è utilizzato il fattore 0,87 e 0,75, [12]). Anche i moduli di Young sono stati calcolati relativamente alle 3 quote di riferimento del reattore (Tabella 35).

Per quanto riguarda invece la determinazione del coefficiente di Poisson e del modulo di taglio G_{ta} , in mancanza di informazioni sperimentali, sono stati presi a riferimento i dati riportati in letteratura [12]. Pertanto i coefficienti di Poisson utilizzati nelle simulazioni sono quelli riportati in Tabella 37 mentre per quanto riguarda il modulo di taglio G , si è considerato il valor medio tra i valori corrispondenti alla densità più bassa nel grafico in Figura 112, ipotizzando una variabilità con la temperatura uguale al modulo di Young, in base a quanto riportato in [29].

Tabella 35

Modulo di Young		[GPa]	Temperatura alla quota di riferimento
Dinamico, in direzione parallela alla direzione di estrusione	E_a (DYN)	18,3	180°C
		17,5	250°C
		13,5	360°C
Dinamico, in direzione perpendicolare alla direzione di estrusione	E_t (DYN)	8,6	180°C
		8,3	250°C
		6,7	360°C
Statico in direzione parallela alla direzione di estrusione	E_a (SYM)	15,3	180°C
		14,7	250°C
		11,4	360°C
Statico in direzione perpendicolare alla direzione di estrusione	E_t (SYM)	7,3	180°C
		7,0	250°C
		5,6	360°C

Tabella 36

Modulo di taglio			
G _{ta}	5,23	GPa	(180°C)
	5,0	GPa	(250°C)
	3,88	GPa	(300°C)

Tabella 37 - [12] pag.182.

Property	PGA, with grain and against grain	Irradiated PGA, with grain and against grain	Gilsocarbon
Density / g cm^{-3}	1.72	1.41	1.83
Dynamic Young's modulus (from time of flight), E_D / GPa	WG 11.1 AG 5.2	WG 12.5 AG 6.5	12.4
Static Young's modulus, E_S / GPa	WG 8.7 AG 4.0	WG 10.9 AG 4.9	10.1 ^c 10.7 ^f
Ratio E_S/E_D	WG 0.78 AG 0.77	WG 0.87 AG 0.75	0.81 ^c
Dynamic Young's modulus (axially at highest stress) / GPa	WG 7.9 AG 4.5	<i>n/a</i>	9.6
Dynamic Young's modulus (axially after stress) / GPa	WG 8.0 AG 4.1	<i>n/a</i>	11.1
Flexural strength / MPa	<i>n/a</i>	<i>n/a</i>	27
Compressive strength / MPa	WG 32.2 AG 31.5	WG 20.4 AG 19.1	89.4
Strain at failure	WG 1.6% AG 2.5%	WG 0.28% AG 0.51%	3.2%
Poisson's ratio (from time of flight)	~ 0.06	<i>n/a</i>	0.21
Poisson's ratio (from axial and transverse strain)	WG 0.09 AG $_{\perp}$ 0.14 AG $_{\parallel}$ 0.05	WG 0.30 AG 0.12	0.22

^c denotes E_S determined from compressive testing.

^f denotes E_S determined from four point bend testing.

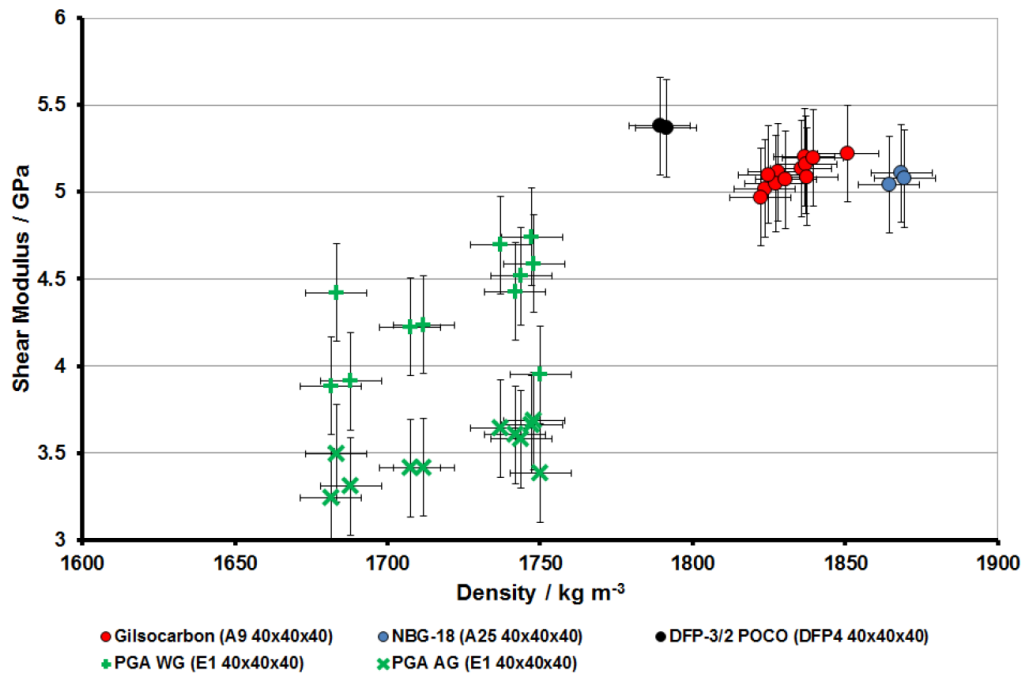


Figura 112

6.3.5 Stima delle variazioni dimensionali

La stima delle variazioni dimensionali dei blocchi è stata condotta in base a quanto riportato nel §5.2.4

Stima delle variazioni dimensionali dei blocchi				
		Parte alta (t=360°C ,EDT~490 °C)	Piano medio (t=250°C, EDT~340°C)	Parte bassa (t=180°C, EDT~245°C)
Direzione parallela alla direzione di estrusione del blocco (solo contrazioni)		0,08 mm	0,43 mm	1,3 mm
Direzione perpendicolare alla direzione di estrusione del blocco	Blocco quadrato	0,18 mm	0,44 mm	0,18 mm
	Blocco ottagonale	0,23 mm (contrazione)	0,57 mm	0,23 mm

NOTA: dove non specificato le variazioni sono da intendersi come delle espansioni.

Le variazioni dimensionali stimate sono chiaramente da intendersi costanti su tutto il blocco anche se nella realtà la loro distribuzione sul volume geometrico del blocco probabilmente è disomogenea. Nell' ipotesi di dilatazioni e contrazioni omogenee i valori stimati inducono a ritenere che, considerando che il gap medio di montaggio era 1,2 mm, esista ancora un gioco tra i blocchi.

7 STUDIO SULL' ESTRAZIONE DEI BLOCCHI DI GRAFITE DALLA PILA

7.1 Introduzione

In questo capitolo verrà descritto un possibile metodo di estrazione dei blocchi di grafite, mediante un sistema di aggancio del blocco per attrito attraverso il canale centrale. Tale metodo fu utilizzato per movimentare i blocchi durante l'assemblaggio della pila (Figura 113).



Figura 113 – Dispositivi di presa dei blocchi utilizzati durante l'assemblaggio della pila
[Fonte: Sogin, archivio storico della Centrale Nucleare di Latina]

Inoltre presso l'impianto di Latina è stato realizzato e testato un prototipo di tool per blocchi singoli (Figura 114), che introdotto nel canale assiale del blocco consente la presa per attrito mediante due ganasce traslanti, ad azionamento pneumatico, che assicurano un contatto distribuito sulla superficie interna del canale. La prova preliminare è stata effettuata su un singolo blocco non irraggiato a sezione ottagonale (massa 57 kg) non vincolato, variando la pressione di alimentazione dei cilindri (range 6÷10 bar).

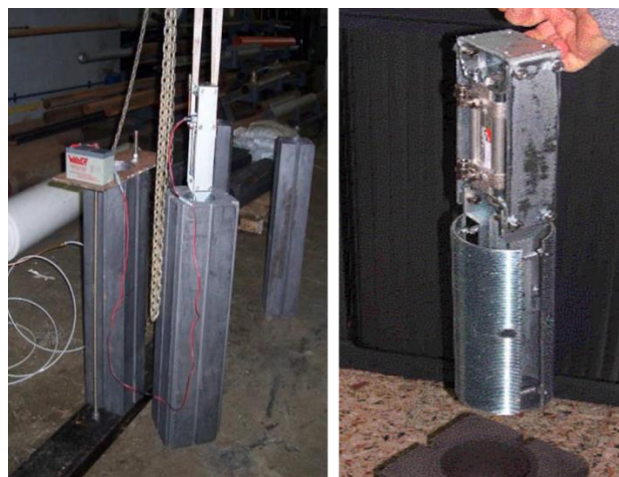


Figura 114

Non si ebbero danneggiamenti della grafite (almeno a livello macroscopico) e nessuno slittamento delle superfici in contatto relativo.

Durante lo smantellamento del WAGR è stato adottato un dispositivo analogo azionato elettricamente, inizialmente sviluppato per il recupero dei passanti di carico sezionati. La differenza in quel caso era relativa al metodo di aggancio basto su sfere molto rigide, retrattili che penetravano parzialmente nel materiale. Il reticolo del WAGR tuttavia era costituito da blocchi di grafite più piccoli, con la superficie laterale liscia ed un sistema di vincolo che ne impediva l'incastro relativo (Figura 115).

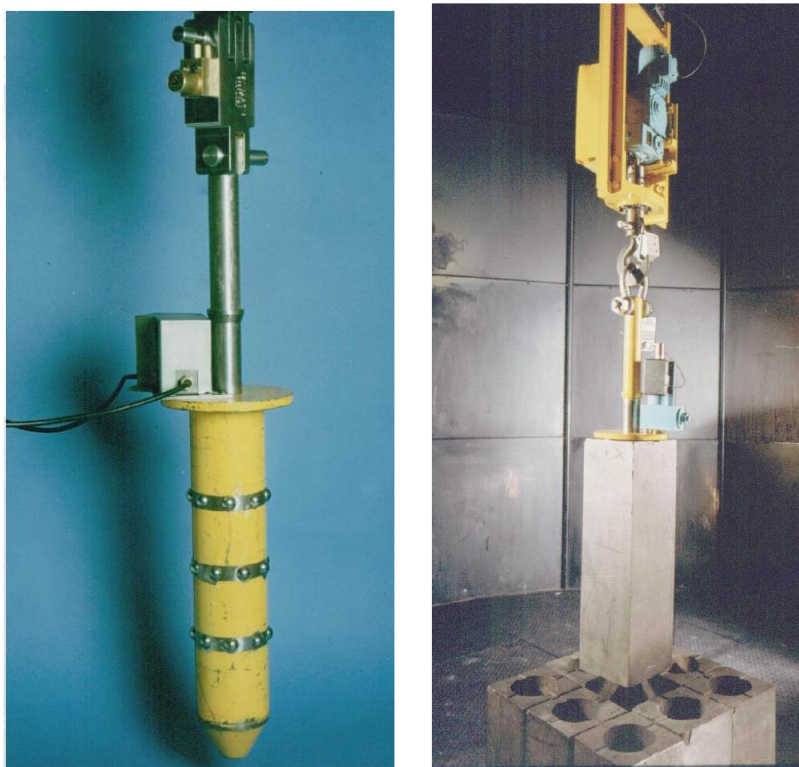


Figura 115

Sulla base di queste esperienze si è deciso di investigare una soluzione simile, procedendo ad un up-grade del prototipo testato a Latina ma basato su 3 ganasce retrattili di lunghezza di poco superiore ad $\frac{1}{3}$ della lunghezza del canale assiale.

Allo scopo di verificarne la fattibilità tecnica in relazione alle condizioni di esercizio che si avrebbero durante lo smantellamento, impostato secondo la sequenza proposta nel Capitolo 4, sono state eseguite delle simulazioni FEM di cui si riportano, nei successivi paragrafi, le fasi di impostazione del modello, i risultati relativi ad alcuni casi 'notevoli' e le informazioni necessarie a definire le specifiche tecniche del tool di presa. I passi seguiti sono di seguito riassunti:

- Reverse engineering e ricostruzione 3D referenziata dei 2 tipi di blocchi e delle relative connessioni mediante serie di chiavette di diversa lunghezza
- Formulazione delle ipotesi e definizione dei criteri di progetto del sistema di presa
- Impostazione del modello utilizzando i dati della grafite irraggiata derivanti dall'assessment (Capitolo 6)
- Studio dettagliato dell'architettura del nocciolo e delle fasi di assemblaggio per comprendere e definire le possibili interazioni tra i blocchi nello stato attuale

- Determinazione dei carichi da applicare ai blocchi in funzione delle prestazioni di possibili attrezzature asservite allo smantellamento (robot da demolizione, power manipulators, apparecchi di sollevamento etc.)
- Simulazione mediante il codice commerciale agli elementi finiti Comsol Multiphysics
- Studio delle interazioni di contatto tra il canale del blocco di grafite e la superficie delle ganasce dell'attrezzo di presa
- Definizione dei limiti di utilizzo e delle specifiche tecniche finali del tool di presa

7.2 Costruzione della geometria 3D

A partire dai disegni costruttivi e dagli 'as built' sono stati sviluppati i modelli 3D (con la suite SolidWorks™) referenziati dei blocchi di grafite tipo A del moderatore, in particolare degli elementi ottagonale (8-side brick), quadrato (4-side brick) e degli 8 tipi di chiavette che vincolano i blocchi radialmente. Lo studio è stato focalizzato sui blocchi del moderatore in quanto costituiscono circa il 65% dei 46574 blocchi del nocciolo. I dettagli dell'architettura dei blocchi e del reticolo di grafite sono già stati introdotti nel Capitolo 3; in Figura 116 è rappresentata una porzione del nocciolo di 5x5 elementi ed in particolare una generica parte della sommità della pila (Figura 116 a)) e dello strato immediatamente sottostante (Figura 116 b)), in pratica i primi due strati di blocchi sugli 11 complessivi a partire dall'alto (Figura 117).

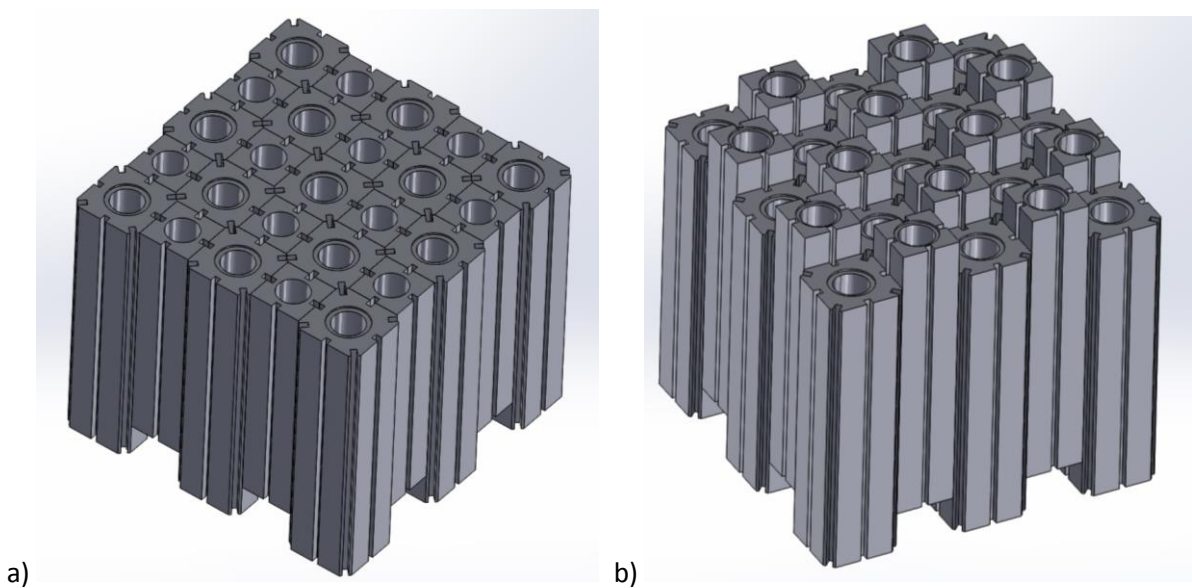


Figura 116

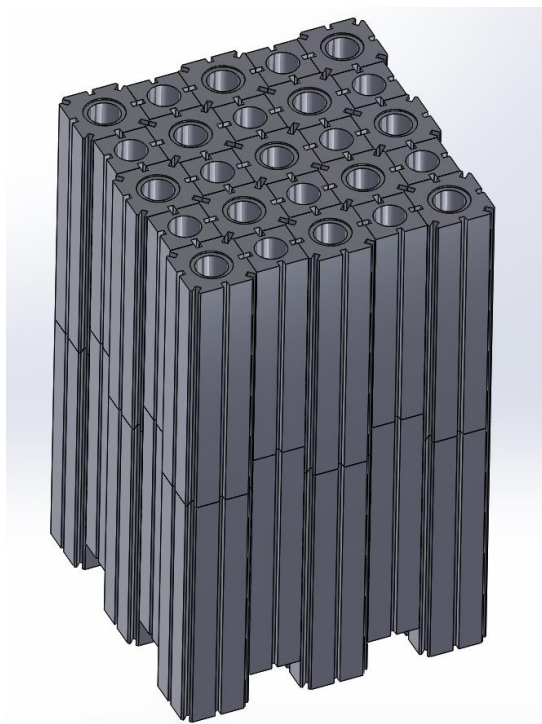


Figura 117

7.3 Basic design dell'attrezzatura di presa dei blocchi

I criteri di progetto relativi al metodo di aggancio e movimentazione qui proposto sono riassunti nei seguenti punti:

- Limitazione delle rotture dei blocchi durante l'estrazione e l'handling
- Sicurezza del dispositivo di aggancio:
 - Apparecchio controllabile da remoto
 - Dispositivo single failure proof per la caduta del carico
 - Limitatori di carico
- Progettazione robusta.

Essi definiscono i requisiti funzionali alla base del Basic Design dell'attrezzatura di presa dei blocchi, Figura 119. La limitazione delle rotture dei blocchi è direttamente collegata alla produzione di rifiuti radioattivi che siano di facile gestione: un blocco intero presenta problemi di handling relativamente superabili laddove, per contro, la produzione di detriti di varia pezzatura e polveri, in seguito alla frantumazione, implica il ricorso a tecniche di movimentazione più complesse e costose e al probabile incremento di rifiuti secondari (aspetto da evitare secondo le best practices internazionali). Il dispositivo di presa dei blocchi dovrebbe essere intrinsecamente sicuro e single failure proof nei confronti della caduta del carico. Il DBA, in simili applicazioni, è rappresentato dall'improvvisa interruzione dell'energia (alimentazione elettrica, pneumatica etc.) che provoca il rilascio del carico sospeso: in tal caso affinché il requisito sia soddisfatto è necessario che l'apparecchio, trovandosi privo di alimentazione, garantisca la tenuta fino all'intervento di ripristino. In un dispositivo come quello proposto per questa applicazione il criterio single failure proof può essere soddisfatto utilizzando un meccanismo irreversibile (vite-madrevite, mandrino con spirale etc.). Nel caso in esame si è deciso di utilizzare un mandrino con spirale a 3 elementi radiali direttamente collegati alle ganasce: tale sistema è in grado di assicurare

normalmente e a fronte di piccoli spostamenti degli elementi radiali, forze di serraggio da 5 a 10 volte quelle utilizzate nelle simulazioni. Il dispositivo, di diametro inferiore al canale assiale, viene inserito nel blocco, una volta messo in posizione, l'operatore da remoto comanda l'apertura delle ganasce. Una telecamera, montata sulla testa del dispositivo e protetta da un dome antiurto, aiuta l'operatore nella fase di selezione del blocco da prelevare e nel inserimento nel canale assiale.

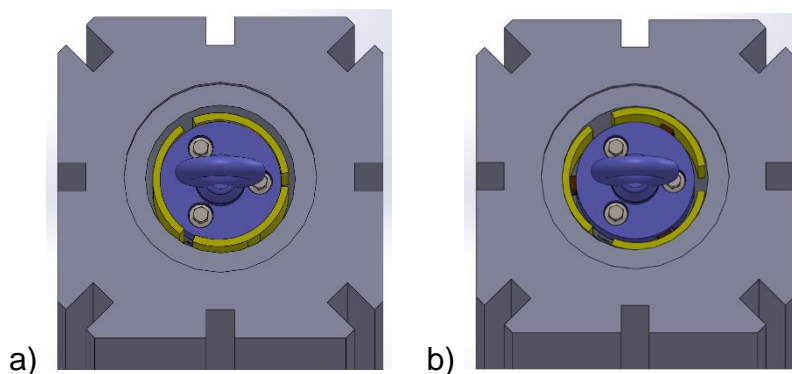


Figura 118 – a) dispositivo di presa in configurazione chiusa, b) dispositivo con ganasce aperte e in presa.

L'apparecchio è azionato da un servomotore elettrico del tipo heavy duty, idoneo ad operare in condizioni in cui sono previsti continui avviamenti ed arresti. Il servomotore, costituito da motore e riduttore coassiale è disposto assialmente al dispositivo. Il controllo dell'azionamento da remoto è facilmente implementabile. Al fine di incrementare la sicurezza e limitare le rotture dei blocchi occorre inoltre introdurre tra l'azionamento e il mandrino un limitatore di coppia meccanico, regolabile, che impedisca di raggiungere coppie di serraggio troppo elevate che potrebbero danneggiare il blocco di grafite ed anche il dispositivo di presa. Le simulazioni effettuate in questo lavoro hanno, come detto, lo scopo di stimare le coppie massime applicabili al blocco in modo da definire le coppie di serraggio ottimali di esercizio con cui poter tarare correttamente il limitatore di coppia. L'architettura del dispositivo di presa quindi dovrebbe essere la più semplice possibile ed includere componenti elettromeccanici standard, commerciali e di comprovata affidabilità e diffusione: la manutenzione deve essere minima o al limite nulla (componente progettato a vita).

Dato il numero di movimentazioni relativamente alto da effettuare, anche nell'ottica di limitare il più possibile il numero di operatori esposti durante gli interventi di recupero della grafite (ALARA), si potrebbe pensare di utilizzare un cluster di tool di presa collegato ad un idoneo supporto collegato all'apparecchio di sollevamento principale con il quale estrarre più blocchi di grafite contemporaneamente. Il sistema di attacco del tool di presa dovrebbe quindi essere progettato per essere il più versatile possibile: in altre parole il dispositivo dovrebbe potere essere agganciato sia ad un apparecchio di sollevamento a fune, sia al terminale di un mast telescopico (ad esempio di un power manipulator, si veda precedente §4.3) e sia alla piastra portautensili di un ROV da demolizione (Figura 121). Nel caso si adottasse la soluzione con il ROV, il tool di presa dovrebbe poter essere collegato alla piastra portautensili mediante il medesimo sistema di attacco universale previsto per gli accessori, ciò al fine di assicurare un rapido riattrezzaggio.

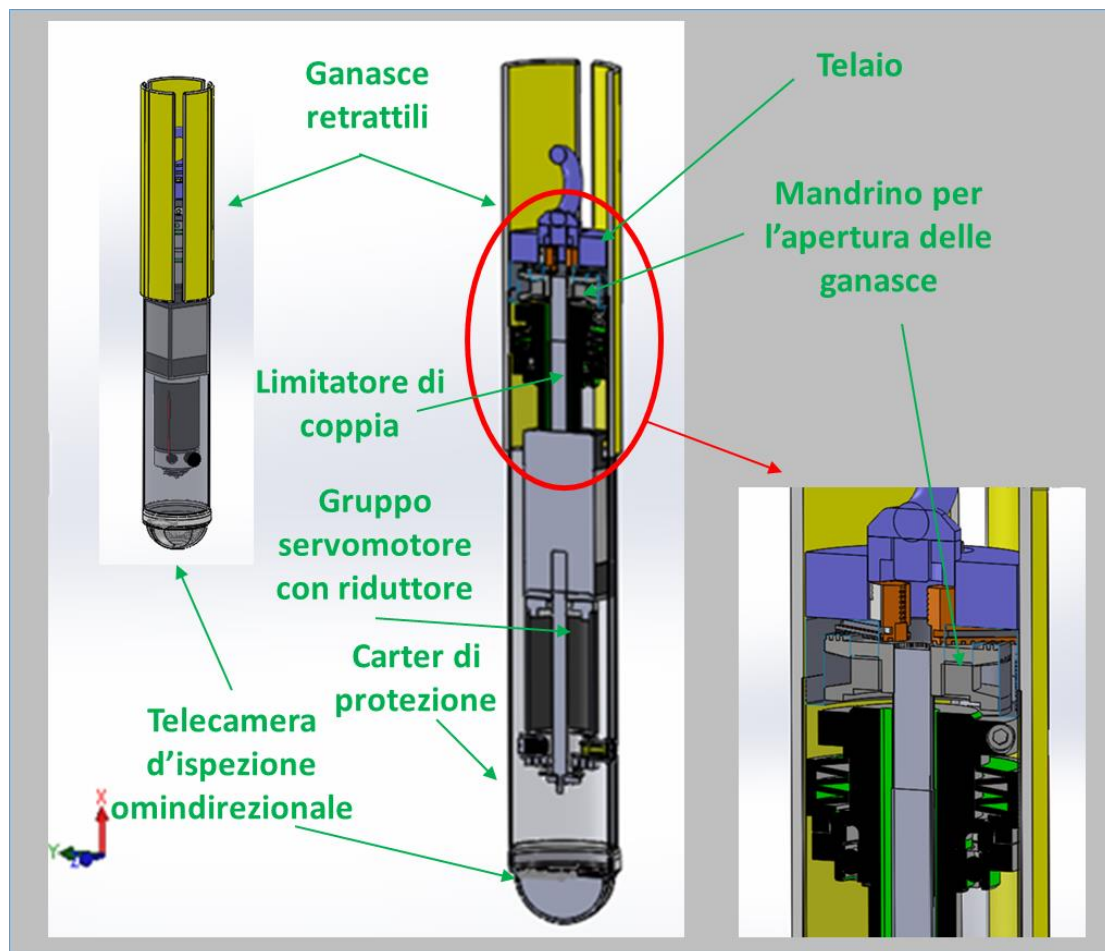


Figura 119

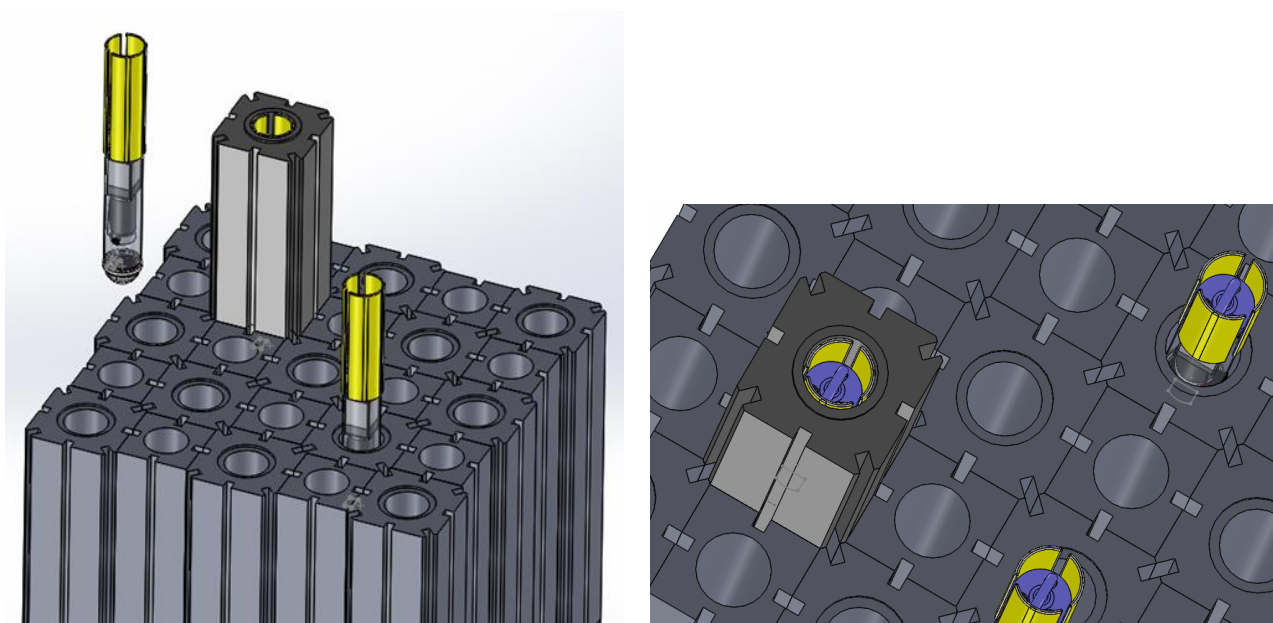


Figura 120 – Tool di presa con anello di sollevamento per gancio DIN.

Tra il tool di presa e la piastra di collegamento dovrebbe essere interposto un giunto sferico, cardanico o altro collegamento equivalente: ciò al fine di impedire che, in seguito a

movimenti impropri del ROV, con il tool di presa inserito nel blocco di grafite, esso possa fare da leva sul blocco stesso danneggiandolo.

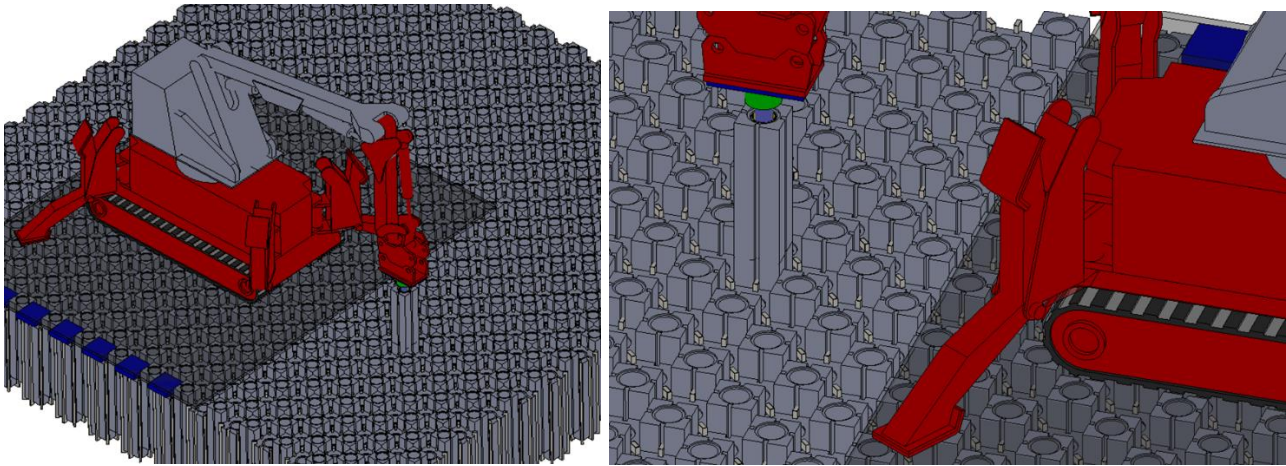


Figura 121 – Tool di presa con giunto snodabile agganciato alla piastra porta utensili del ROV da demolizione.

7.4 Verifiche mediante simulazioni agli elementi finiti

7.4.1 Introduzione

Per verificare la fattibilità dell'attrezzo di presa, di cui al punto precedente, ci si è avvalsi di simulazioni agli elementi finiti mediante codice Comsol Multiphysics 5.2, installato su una work station, Windows© based, con le seguenti caratteristiche:

Tabella 38

Edizione Windows	
Windows 8.1 Pro	
© 2013 Microsoft Corporation. Tutti i diritti riservati.	
Ancora più funzionalità con una nuova edizione di Windows	
Sistema	
Processore:	Intel(R) Xeon(R) CPU E5-2637 v3 @ 3.50GHz 3.50 GHz
Memoria installata (RAM):	64,0 GB
Tipo sistema:	Sistema operativo a 64 bit, processore basato su x64

7.4.2 Geometria

Il primo step ha riguardato l'importazione della geometria dei blocchi di grafite, costruita con DS SolidWorks 2015, utilizzando l'applicazione CAD Import di Comsol, successivamente si

è provveduto ad integrare il modello 3D dei blocchi con il modulo geometrico built-in di Comsol Multiphysics, introducendo:

- Le superfici ‘di applicazione’ del carico mediante operazioni booleane, corrispondenti all’ area di contatto teorica delle ganasce con la superficie interna del canale assiale.
- i piani di lavoro (working plan), perpendicolari all’asse del canale, che consentono di ‘scomporre’ le superfici laterali del blocco, una volta fissata la quota relativa di definizione di ciascun piano (gestita come parametro e valutata a partire dalla base del blocco); con questo artificio geometrico è possibile costruire porzioni di superfici di riferimento, su cui applicare i vincoli che modellano le interazioni tra i blocchi (Figura 122).

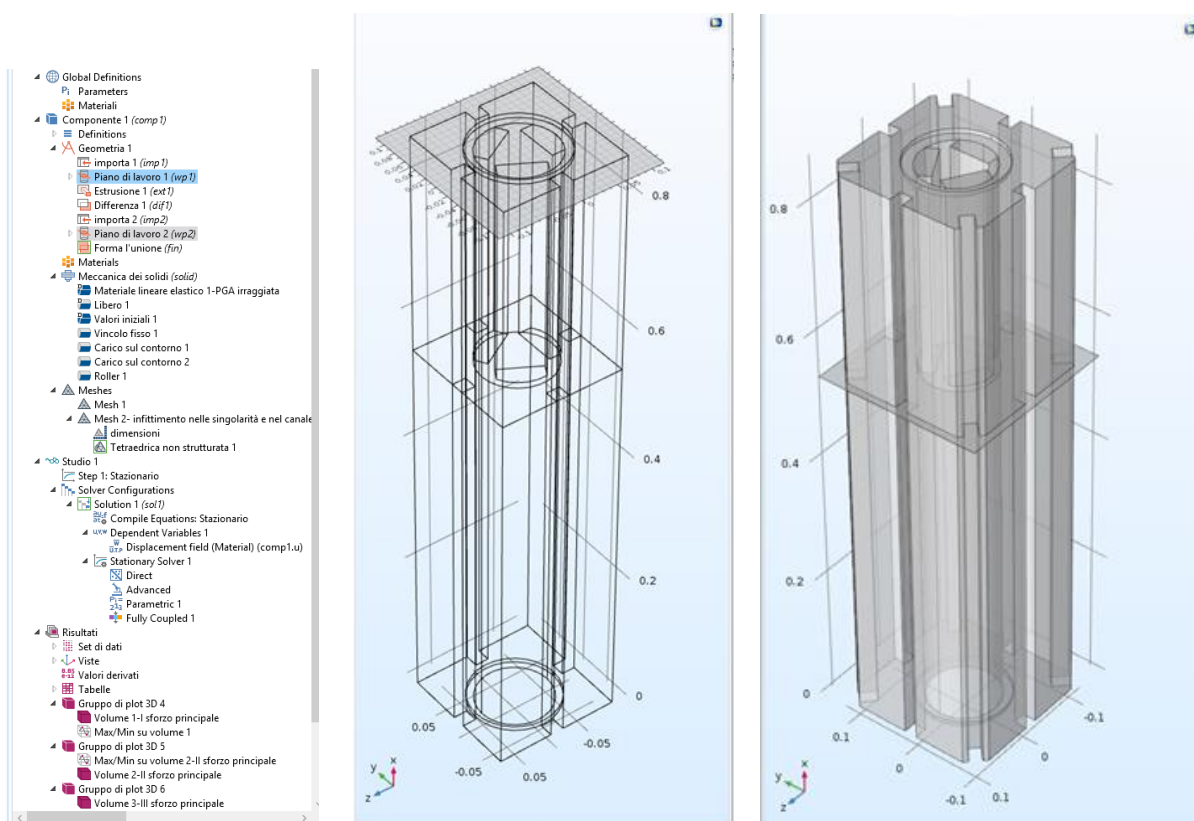


Figura 122

7.4.3 Materiale

La grafite è un materiale fragile non lineare che, in base a quanto detto nel Capitolo 5, in seguito ad irraggiamento tende ad irrigidirsi (aumento del modulo di Young), ciò si traduce con una ‘linearizzazione’ della curva sforzo deformazione, ovvero con una diminuzione della deformazione residua. Inoltre, la grafite PGA è modellabile come un materiale ortotropo, o meglio come un materiale trasversalmente isotropo. I codici di calcolo agli elementi finiti come Comsol Multiphysics consentono di gestire materiali ortotropi o anisotropi, introducendo manualmente i vari coefficienti della matrice di elasticità o della matrice di cedevolezza ma contestualmente, non consentono di operare con leggi costitutive elastiche non lineari; modelli di legami elastici non lineari sono comunque implementati ma possono essere applicati solo a materiali isotropi. Esistono e sono tutt’ora in fase di sviluppo sofisticati

codici di calcolo che consentono, entro certi limiti, di poter lavorare su materiali anisotropi utilizzando nel contempo legami costitutivi non lineari (inserire riferimento bibliografico).

Considerando che:

- non è stato possibile disporre di detti codici e dei sistemi di calcolo che essi richiedono
- lo scopo del presente lavoro è effettuare delle valutazioni di massima al fine di dimostrare la fattibilità di un metodo (seguendo oltretutto un approccio conservativo dettato dal fine ultimo che è lo smantellamento)

Si è deciso quindi di accettare il livello di approssimazione dovuto alla modellazione del materiale irraggiato come trasversalmente isotropo secondo una legge costitutiva elastica lineare. Si precisa inoltre che, trattandosi di una verifica preliminare, si è scelto di non applicare quanto previsto dalla teoria della meccanica della frattura al caso in esame. Come accennato nel precedente Capitolo 5 la tensione apparente nel punto di inizio della frattura può essere determinata solo attraverso complessi modelli semi-empirici, che fanno largo uso dei risultati dei test distruttivi, effettuati sia sul materiale vergine che sul materiale irraggiato, tutt'ora oggetto di studi. Campagne di prove di questo tipo sulla grafite PGA vergine sono state effettuate solo dall'Università di Manchester, [12], [25]. In mancanza di dati di input, in particolare sugli stress intensity factor (SIF) del materiale irraggiato, si è deciso di rimandare questa parte dell'assessment della grafite irraggiata a sviluppi futuri, quando ci sarà la possibilità di eseguire le prove distruttive.

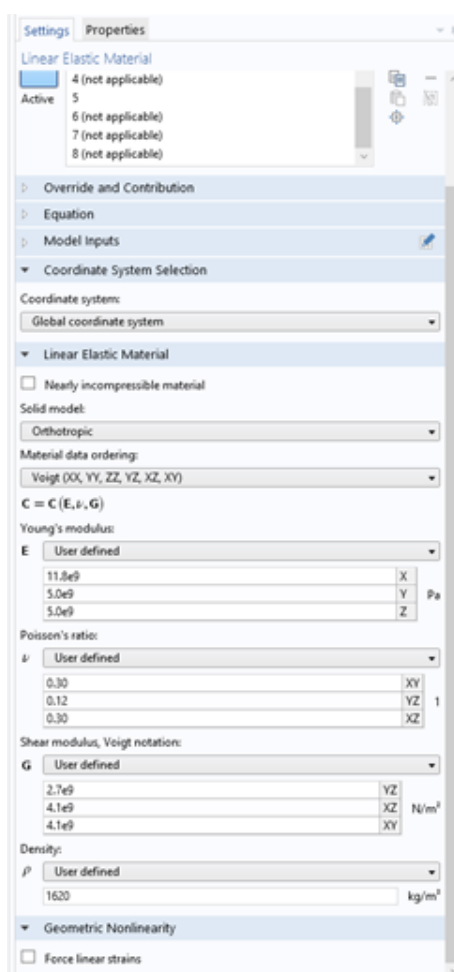


Figura 123

La grafite quindi è stata modellata come materiale trasversalmente isotropo con l'asse di simmetria corrispondente alla direzione di estrusione del blocco (asse x nel riferimento del modello, Figura 123); nella direzione di estrusione, la resistenza e il modulo di Young sono maggiori che nelle direzioni perpendicolari y e z. In particolare, con riferimento alle costanti ingegneristiche del materiale ortotropo, l'isotropia trasversale implica l'equivalenza delle proprietà nelle due direzioni principali del materiale perpendicolari alla direzione di estrusione, y e z. Si possono anche definire nuove notazioni per gli assi indicando con l'indice *a* la direzione del rinforzo e con l'indice *t* la generica direzione perpendicolare ad esso. Valgono pertanto le seguenti relazioni:

$$E_y = E_z = E_t$$

$$\nu_{zx} = \nu_{yx} = \nu_{ta}$$

$$G_{zx} = G_{xy} = G_{ta}$$

Per l'isotropia trasversale, inoltre, è possibile stabilire una relazione analoga a quella dei materiali isotropi fra moduli di taglio, coefficienti Poisson e moduli di Young

$$E_t = E_y = E_z, G_t = G_{yz} \text{ e } \nu_t = \nu_{yz}:$$

$$G_t = G_{yz} = \frac{E_y}{2(1 + \nu_{yz})} = \frac{E_t}{2(1 + \nu_t)}$$

Per la caratterizzazione di un materiale trasversalmente isotropo sono dunque necessarie solo 5 costanti ingegneristiche indipendenti (in rosso): nella tabella seguente sono riportati i valori utilizzati nelle simulazioni; per la grafite irraggiata sono stati utilizzati i dati relativi alla zona superiore del nocciolo, in quanto sarà la prima ad essere rimossa.

Tabella 39

		Grafite non irraggiata	Grafite irraggiata	
Densità	ρ	17,1	1,62	kg m ⁻³
Modulo di Young	E_a	11,7	11,4	GPa
	E_t	5,4	5,6	GPa
Modulo di taglio	G_{ta}	4,4	3,88	GPa
Coefficiente di Poisson	ν_{ta}	0,09	0,30	
	ν_t	0,14	0,12	
Resistenza a trazione	$\sigma_{tr,a}$	17	15,7	MPa
	$\sigma_{tr,t}$	11	10,5	MPa
Resistenza a compressione	$\sigma_{c,a}$	27	25,0	MPa
	$\sigma_{c,t}$	27	25,8	MPa

La matrice di cedevolezza $S=C^{-1}$ per un materiale trasversalmente isotropo ha dunque la forma:

$$\{\varepsilon\} = [S]\{\sigma\}$$

$$\begin{Bmatrix} \varepsilon_{xx} \\ \varepsilon_{yy} \\ \varepsilon_{zz} \\ \gamma_{yz} \\ \gamma_{zx} \\ \gamma_{xy} \end{Bmatrix} = \begin{bmatrix} \frac{1}{E_a} & \frac{-\nu_{at}}{E_t} & \frac{-\nu_{at}}{E_t} & 0 & 0 & 0 \\ \frac{-\nu_{ta}}{E_a} & \frac{1}{E_t} & \frac{-\nu_t}{E_t} & 0 & 0 & 0 \\ \frac{-\nu_{ta}}{E_a} & \frac{-\nu_t}{E_t} & \frac{1}{E_t} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & \frac{2(1+\nu_t)}{E_t} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & \frac{1}{G_{ta}} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \frac{1}{G_{ta}} \end{bmatrix} \begin{Bmatrix} \sigma_{xx} \\ \sigma_{yy} \\ \sigma_{zz} \\ \tau_{yz} \\ \tau_{zx} \\ \tau_{xy} \end{Bmatrix}$$

7.4.4 Equazioni del problema

Il calcolo è stato eseguito in modalità statica considerando una configurazione nella quale il blocco è in sede, variamente vincolato, con i carichi necessari all'estrazione applicati attraverso le superfici di contatto, definite sul canale assiale. Si è scelto questo approccio in quanto è necessario innanzitutto capire l'ordine di grandezza dei carichi massimi applicabili quando il blocco è ancora in sede: se il blocco non arriva a rottura in questa configurazione allora, durante l'estrazione, man mano che la superficie laterale va svincolandosi, le condizioni di sforzo-deformazione cambiano e, almeno in linea generale, possono diventare meno gravose; ciò è tanto più vero se si considera che è possibile conoscere in tempo reale la forza di estrazione applicata che può essere 'regolata' a mano a mano che la resistenza all'estrazione diminuisce e al limite fino al minimo necessario a sostenere il solo peso proprio del blocco.

Il modulo di analisi strutturale di COMSOL Multiphysics utilizza la formulazione Lagrangiana (piccolo e grandi deformazioni), per cui lo stato di tensione e deformazione è sempre riferito alla configuraizone del material piuttosto che alla posizione nello spazio [75].

$$\nabla \mathbf{u} = \begin{bmatrix} \frac{\partial u}{\partial X} & \frac{\partial u}{\partial Y} & \frac{\partial u}{\partial Z} \\ \frac{\partial v}{\partial X} & \frac{\partial v}{\partial Y} & \frac{\partial v}{\partial Z} \\ \frac{\partial w}{\partial X} & \frac{\partial w}{\partial Y} & \frac{\partial w}{\partial Z} \end{bmatrix}$$

Il tensore di deformazione è scritto in termini dei gradienti di spostamento:

$$\varepsilon = \frac{1}{2}(\nabla \mathbf{u} + \nabla \mathbf{u}^T)$$

Il legame costitutivo che lega le tensioni alle deformazioni è la legge di Hooke elastica lineare:

$$\sigma = \mathbf{C} \varepsilon$$

Dove \mathbf{C} è il ben noto tensore di elasticità del 4° ordine (81 elementi) la cui generica componente è data da $\sigma_{ij} = C_{ijhkh} \varepsilon_{hk}$ ($i, j, h, k = 1, 2, 3$). E' noto dalla scienza delle costruzioni che sussistono delle simmetrie materiali tali che gli elementi indipendenti del tensore possono essere riordinati in una matrice simmetrica 6x6 (matrice elastica il cui generico elemento è dato da:

$$\sigma_i = D_{ij} \varepsilon_j, \text{ con } i, j = 1, \dots, 6$$

Dove D è la matrice che consente di legare le tensioni e le deformazioni effettuando un cambio di notazione da tensoriale a vettoriale.

$$D = \begin{bmatrix} D_{11} & D_{12} & D_{13} & D_{14} & D_{15} & D_{16} \\ D_{12} & D_{22} & D_{23} & D_{24} & D_{25} & D_{26} \\ D_{13} & D_{23} & D_{33} & D_{34} & D_{35} & D_{36} \\ D_{14} & D_{24} & D_{34} & D_{44} & D_{45} & D_{46} \\ D_{15} & D_{25} & D_{35} & D_{45} & D_{55} & D_{56} \\ D_{16} & D_{26} & D_{36} & D_{46} & D_{56} & D_{66} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} C^{1111} & C^{1122} & C^{1133} & C^{1112} & C^{1123} & C^{1113} \\ C^{1122} & C^{2222} & C^{2233} & C^{2212} & C^{2223} & C^{2213} \\ C^{1133} & C^{2233} & C^{3333} & C^{3312} & C^{3323} & C^{3313} \\ C^{1112} & C^{2212} & C^{3312} & C^{1212} & C^{1223} & C^{1213} \\ C^{1123} & C^{2223} & C^{3323} & C^{1223} & C^{2323} & C^{2313} \\ C^{1113} & C^{2213} & C^{3313} & C^{1213} & C^{2313} & C^{1313} \end{bmatrix}$$

I dati possono essere rappresentati in notazione cosiddetta *Standard* (XX, YY, ZZ, XY, YZ, XZ) dove lo schema di conversion degli indici è il seguente:

$$\begin{bmatrix} 11 \\ 22 \\ 33 \\ 12, 21 \\ 23, 32 \\ 13, 31 \end{bmatrix} \leftrightarrow \begin{bmatrix} 1 \\ 2 \\ 3 \\ 4 \\ 5 \\ 6 \end{bmatrix} \leftrightarrow \begin{bmatrix} x \\ y \\ z \\ xy \\ yz \\ xz \end{bmatrix},$$

Oppure secondo la notazione di *Voigt* (XX, YY, ZZ, YZ, XZ, XY).

$$\begin{bmatrix} 11 \\ 22 \\ 33 \\ 23, 32 \\ 13, 31 \\ 12, 21 \end{bmatrix} \leftrightarrow \begin{bmatrix} 1 \\ 2 \\ 3 \\ 4 \\ 5 \\ 6 \end{bmatrix} \leftrightarrow \begin{bmatrix} x \\ y \\ z \\ yz \\ xz \\ xy \end{bmatrix}$$

In questo caso i dati di input (Tabella 39) sono stati inseriti nel finestra del programma che consente definire un material 'user defined' secondo la notazione di Voigt (Figura 123), modificando l'orientazione della geometria affinché il riferimento materiale fosse congruente. La possibilità di utilizzare la notazione compatta, Standard o di Voigt consente di velocizzare l'immissione dei dati di input, internamente il codice usa invece la notazione tensoriale completa.

La matrice di elasticità per un materiale ortotropo (9 costanti ingegneristiche indipendenti) in notazione standard ha la seguente struttura:

$$D = \begin{bmatrix} D_{11} & D_{12} & D_{13} & 0 & 0 & 0 \\ D_{12} & D_{22} & D_{23} & 0 & 0 & 0 \\ D_{13} & D_{23} & D_{33} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & D_{44} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & D_{55} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & D_{66} \end{bmatrix}$$

Dalla teoria dell'elasticità sono note le relazioni tra D e le costanti E , G and ν . Per cui è possibile inserire le 9 componenti E_x , E_y , E_z , ν_{xy} , ν_{yz} , ν_{xz} , G_{xy} , G_{yz} , e G_{xz} nell' interfaccia grafica, il codice ricava sfruttando la simmetria della matrice (D e $D^{-1} \in \text{Sym}$). La matrice inversa in notazione standard è dunque

$$D^{-1} = \begin{bmatrix} \frac{1}{E_x} & -\frac{\nu_{yx}}{E_y} & -\frac{\nu_{zx}}{E_z} & 0 & 0 & 0 \\ -\frac{\nu_{xy}}{E_x} & \frac{1}{E_y} & -\frac{\nu_{zy}}{E_z} & 0 & 0 & 0 \\ -\frac{\nu_{xz}}{E_x} & -\frac{\nu_{yz}}{E_y} & \frac{1}{E_z} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & \frac{1}{G_{xy}} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & \frac{1}{G_{yz}} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & \frac{1}{G_{xz}} \end{bmatrix},$$

da cui sostituendo

$$D_{44} = G_{yz}, D_{55} = G_{xz}, \text{ and } D_{66} = G_{xy}$$

Si ottiene la versione in notazione di Voigt.

7.4.5 Condizioni al contorno

La determinazione delle condizioni al contorno dei blocchi è uno degli aspetti critici per il quale si è costretti ad operare le scelte più conservative a causa dell'assoluta incertezza sullo stato in cui si trovano i mattoni di grafite:

- non è possibile ispezionare il reticolo nel suo insieme per capire le eventuali interazioni tra i blocchi
- le uniche parti ispezionabili sono i canali e piccole porzioni del riflettore (superiore-laterale) non coperte dalle piastre di carico.

La Figura 124 mostra i particolari delle piastre di carico e alcuni blocchi del riflettore. Dalle ispezioni effettuate si evince che lo stato di conservazione del nocciolo, della gabbia strutturale e degli altri internals è buono e non presenta zone con deformazioni macroscopiche; ispezionando i canali ed in particolari le giunzioni dei blocchi si è visto che l'allineamento dei mattoni è rimasto apparentemente invariato (Figura 125). Se si considera inoltre che il gap tra i blocchi potrebbe esistere ancora e nell'ipotesi che l'aumento di dimensioni nelle direzioni perpendicolari all'asse del blocco sia involupato in tale spazio, si potrebbe pensare che i blocchi siano facilmente svincolabili l'uno dall'altro ed estraibili dall'alto. Tuttavia ci sono almeno due fattori che potrebbero impedire ciò:

- a) Eventuali deformazioni permanenti e/o spostamenti dovuti a cedimenti vincolari della struttura di supporto della pila (griglia di base, gabbia strutturale) oppure delle colonne che supportano il vessel
- b) Fenomeni di variazioni dimensionali della grafite post irraggiamento

Nel primo caso una deformazione o uno spostamento, ad esempio della griglia di base, potrebbero aver originato nella pila piccoli spostamenti dei blocchi con conseguente:

- a) riduzione o aumento del gap tra i blocchi
- b) contatto puntuale o distribuito tra le superfici esterne dei blocchi e le chiavette
- c) contatto con sollecitazione composta di compressione e flessione
- d) rotture con cedimenti locali di uno o più blocchi o delle chiavette.

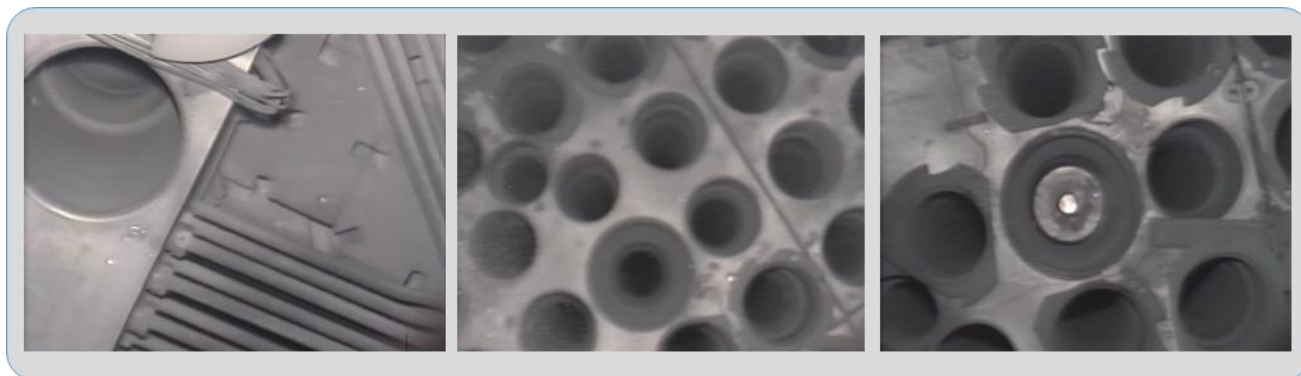


Figura 124

Come già detto, non è possibile rilevare né direttamente né indirettamente alcuna delle situazioni sopra elencate, se non in fase di smantellamento avanzato quando verranno rimosse le piastre di carico; ciò consentirebbe di poter ispezionare direttamente il reticolo e valutare eventuali zone a gap ridotto o assente: utilizzando il metodo di recupero proposto, si procederà quindi ad agganciare i blocchi meno vincolati, in modo da svincolare a mano a mano i mattoni circostanti.

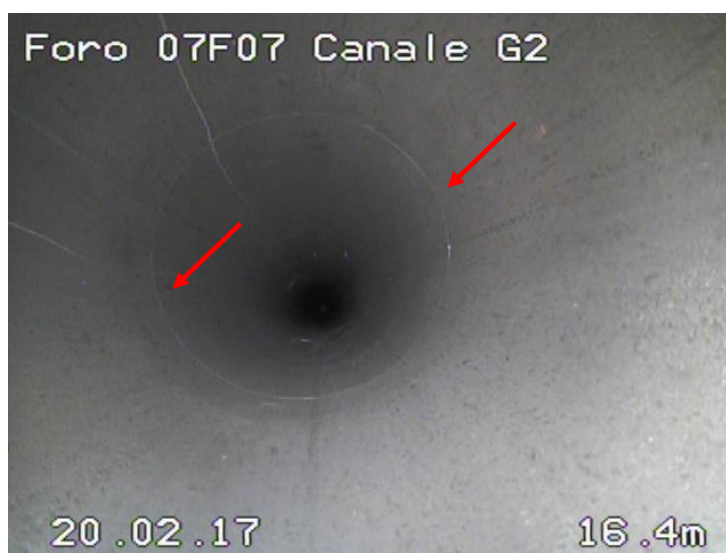




Figura 125

Poiché non sono note le forze con cui eventualmente sarebbero premuti i blocchi l'uno contro l'altro, a scopo conservativo sono state applicati vincoli esterni tipo incastro ($\underline{u} = 0$) e carrello ($\hat{n} \cdot \underline{u} = 0$), andando ad ipervincolare il blocco; è stata considerata una serie di casi notevoli, corrispondenti a varie combinazioni di vincolo su porzioni diverse delle superfici laterali, riassunti nella tabella seguente:

Tabella 40

Scenario	Vincoli esterni tipo 'incastro' sulle superfici laterali	
	 4-side brick	 8-side brick
Caso 0	Blocco libero	Blocco libero
Caso 1	Incastro sulle facce laterali, su tutta la lunghezza del blocco, escluse le superfici delle cave delle chiavette (configurazione 'blocco in sede')	Incastro lungo le facce laterali, su tutta la lunghezza del blocco, escluse le superfici delle cave delle chiavette (configurazione 'blocco in sede')
Caso 2	Incastro su tutte le facce laterali, su circa 2/3 della lunghezza del blocco, escluse le superfici delle cave delle chiavette (configurazione 'blocco parzialmente estratto' o blocco in sede parzialmente vincolato)	Incastro su tutte le facce laterali, su circa 2/3 della lunghezza del blocco, escluse le superfici delle cave delle chiavette (configurazione 'blocco parzialmente estratto' o blocco in sede parzialmente vincolato)
Caso 3	Incastro sulla superficie laterale di una delle 4 facce principali del blocco e lungo le cave delle chiavette, su circa la metà della lunghezza del blocco (configurazione 'blocco in sede' parzialmente vincolato o incastro in fase di estrazione)	Incastro su 2 porzioni di superficie laterale ciascuna adiacente ad una delle basi del blocco (configurazione 'blocco in sede')
Caso 4	Incastro sulla superficie laterale di una delle 4 facce principali del blocco è lungo le cave delle chiavette su tutta lunghezza di contatto del blocco con i blocchi ottagonali adiacenti (configurazione 'blocco parzialmente estratto')	Incastro su di una porzione di un angolo adiacente la base inferiore (configurazione 'blocco in sede' parzialmente vincolato)

Un' importante approssimazione è stata introdotta relativamente alle condizioni iniziali: si è ipotizzato che senza il carico applicato dall' attrezzo di presa, il campo di tensione all' interno del mattone di grafite sia nullo: ciò equivale a trascurare le tensioni indotte dai cambiamenti volumetrici permanenti, non uniformi indotti dall'interazione della grafite con i neutroni veloci e dai gradienti termici; si assume in pratica che l'espansione del blocco sia avvenuta in modo tale da occupare il gap originario e che eventuali contatti con i blocchi adiacenti provochino stati di tensione trascurabili. Lo studio di un campo di tensione interno residuo dovuto ad un espansione del blocco impedita dai mattoni adiacenti è rimandato a sviluppi futuri.

7.4.6 Condizioni di carico

In fase di estrazione sul blocco agiscono:

- il peso proprio dei blocchi, 30,6 kg per il mattone a sezione quadrata e 57,4 kg per il mattone a sezione ottagonale
- la pressione delle ganasce, p
- la forza di trazione F_{Lift} applicata tramite il dispositivo di presa: essa è la risultante delle forze di attrito statico agenti tra ognuna delle ganasce e la superficie interna del canale assiale

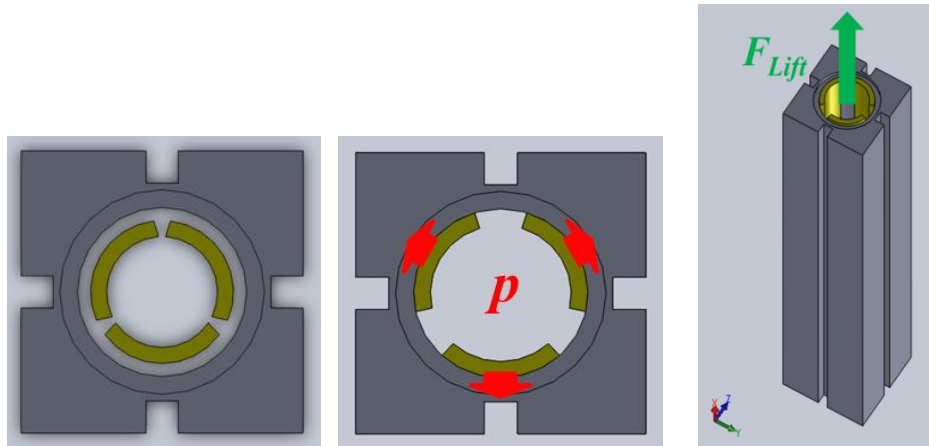


Figura 126

Le eventuali interazioni tra i blocchi imputabili alla perdita del gap di progetto, non sono determinabili. La pressione e la temperatura nelle condizioni di estrazione sono quelle atmosferiche. Si ricorda che durante l'esercizio del reattore nel nocciolo la pressione era di 1,4 MPa, la stessa pressione agiva quindi nel canale interno di ciascun blocco forato.

La forza di sollevamento e la pressione non sono indipendenti, la risultante della forza di sollevamento infatti non può eccedere la risultante delle forze di attrito F_{fr} esistenti tra le ganasce e la superficie del canale interno, pena lo slittamento del dispositivo di presa:

$$F_{Fr} > F_{Lift},$$

dove

$$F_{fr} = fN,$$

$N = pS_c$, è la risultante delle forze di chiusura applicate alle ganasce dove p è la pressione utilizzata nelle simulazioni e S_c l'area della superficie complessiva di contatto delle 3 ganasce. Per i calcoli è stato utilizzato il valore 0,075 m². La forma delle ganasce è stata determinata sulla base degli ingombri dei componenti del dispositivo e delle seguenti considerazioni:

- corsa effettiva dei blocchi radiali consentita dal mandrino; è stata considerata a scopo conservativo una corsa di 10 mm, che invilupparebbe eventuali aumenti di spessore delle ganasce
- in configurazione richiusa, il dispositivo deve consentire un minimo di gioco con il canale assiale per evitare incastri indesiderati
- le ganasce dovranno essere molto rigide e avere uno spessore adeguato, in questa sede è stato considerato, in prima approssimazione uno spessore di 10 mm

- la corda della ganascia cilindrica è stata determinata sulla base degli ingombri del corpo centrale e in funzione della corsa, per consentire la richiusura del dispositivo massimizzando nel contempo la superficie di contatto.

Il coefficiente d'attrito f tra grafite e acciaio al carbonio, lavorati a macchina, è pari 0,1; questo valore è molto basso ed infatti, normalmente, la grafite è utilizzata anche come lubrificante solido. Ovviamente un coefficiente di attrito molto basso richiede di aumentare la forza di chiusura. Un'ottimizzazione importante sarebbe aumentare il coefficiente d'attrito, ad esempio collegando sulla ganascia un inserto di un materiale diverso o lavorandone la superficie in modo da aumentare la rugosità superficiale o realizzare zigrinature. L'approfondimento di quest' aspetto, come anche la determinazione della forma ottimale e del materiale delle ganasce sono oggetto di sviluppi futuri. Per determinare i carichi utilizzati nelle simulazioni si è proceduto partendo dalla condizione di 'non slittamento'

$$F_{Lift} \leq fpS_c,$$

a parametrizzare la pressione p , fissati il coefficiente di attrito f e l'area della superficie di contatto S_c . Il valore minimo della pressione per poter sollevare il blocco ottagonale libero è 75 kPa, valutato rispetto al dispositivo a 3 ganasce con una superficie di contatto complessiva come quella ipotizzata, pari a 0,075 m² e un coefficiente di attrito pari a 0,1. In Tabella 41 si riportano le pressioni sul canale con il relativo carico di trazione massimo esercitabile. Si è scelto di posizionare le ganasce in modo che almeno una fosse sempre in corrispondenza di una delle cave delle chiavette, dove il blocco di grafite è più sottile. La ricerca della posizione angolare ottimale delle ganasce, che minimizzi gli sforzi a parità di forza di estrazione e pressione, è rimandata a sviluppi futuri. La quota di applicazione del carico (ovvero del dispositivo di presa) è il primo terzo del canale assiale a partire dalla sommità di ciascun tipo di blocco).

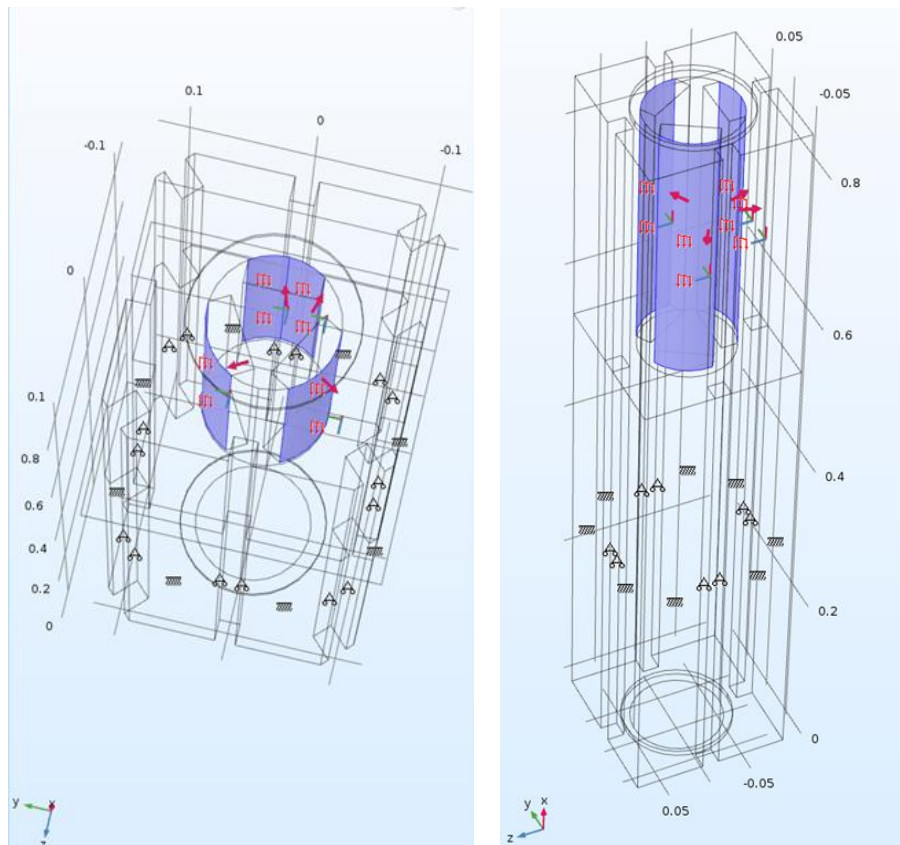


Figura 127 – Applicazione dei carichi, pressione e forza di estrazione sulle superfici di contatto delle ganasce.

Tabella 41

Pressione applicata alle ganasce	Forza di estrazione massima applicabile	Forza di chiusura applicata a ciascuna ganascia
p	$F_{Lift,Max}$	N
kPa	kN	N
75	0,56	187,5
80	0,60	200
90	0,68	225
100	0,75	250
200	1,50	500
300	2,25	750
400	3,00	1000
500	3,75	1250
600	4,50	1500
700	5,25	1750
800	6,00	2000
900	6,75	2250
1000	7,50	2500
1200	9,00	3000
1400	10,50	3500
1600	12,00	4000
1800	13,5	4500
2000	15	5000

7.4.7 Discretizzazione

Il codice COMSOL Multiphysics consente di poter scegliere tra una discretizzazione di default, 'controllata dalla fisica' e un tipo di mesh 'user defined' (Figura 128), in quest' ultimo caso l'interfaccia utente consente di poter generare mesh sulla base dello specifico problema: in tal caso la mesh ad elementi di tipo tetraedrico è stata resa più fitta in prossimità degli spigoli delle sedi delle chiavette e nel canale assiale. In Figura 129 e in Figura 130 si riportano 2 esempi di mesh, rispettivamente per il blocco ottagonale e per il blocco a sezione quadrata, utilizzate nelle simulazioni e le relative caratteristiche.

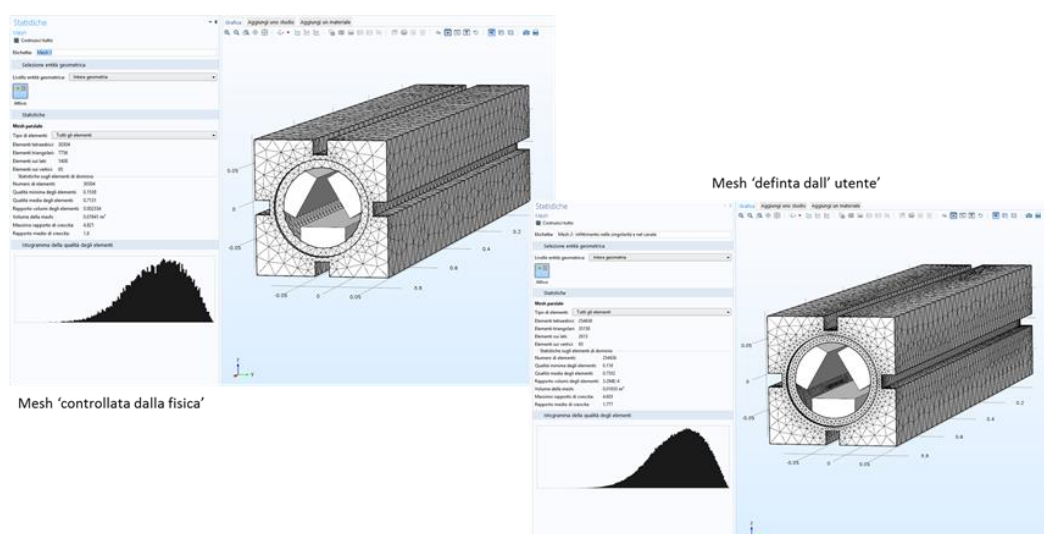


Figura 128

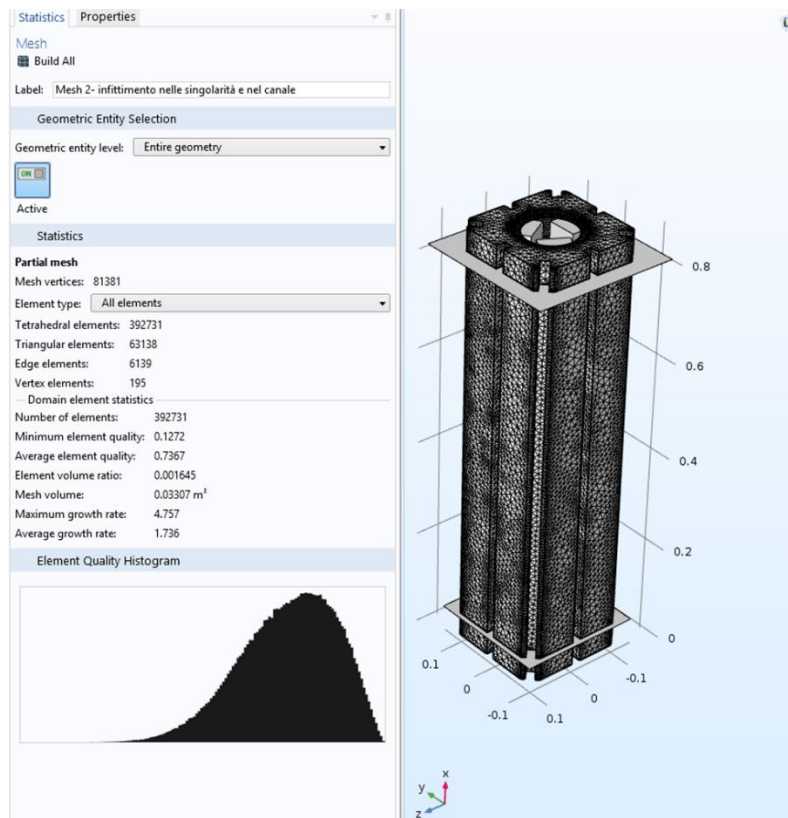


Figura 129

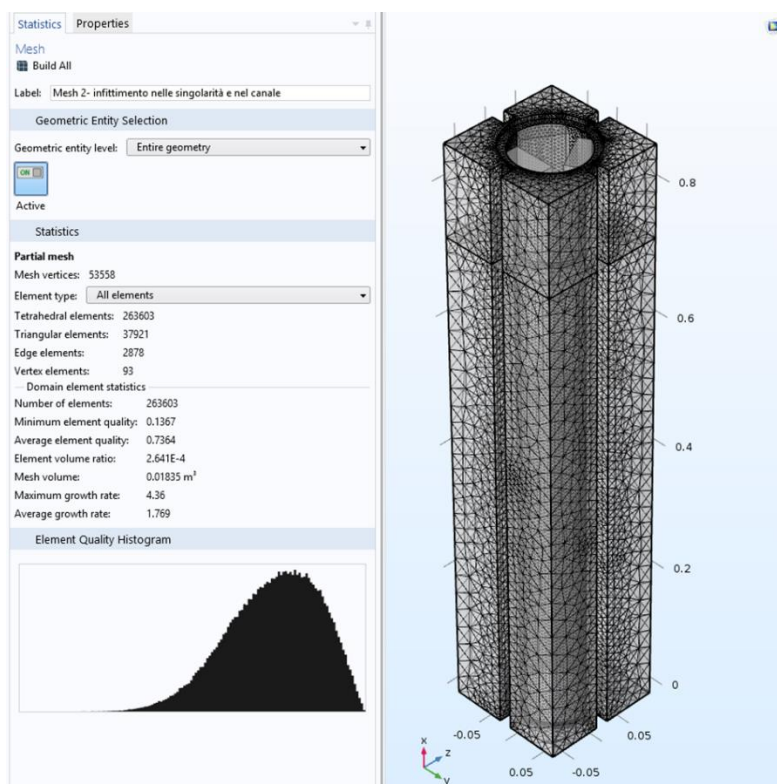


Figura 130

7.4.8 Risultati

Per verificare che il blocco resista, nella configurazione considerata nelle simulazioni, si è utilizzato il criterio di Rankine-Navier secondo il quale il cedimento si verifica quando la massima tensione principale agente eguaglia la tensione di rottura del materiale (quando applicato al caso di un materiale fragile). Secondo questo criterio solo la tensione principale massima produce il cedimento, le altre possono essere trascurate. La grafite non presenta elevate deformazioni plastiche per cui è assimilabile ad un materiale fragile, essa infatti presenta una resistenza a compressione superiore a quella di trazione; la rottura avviene per l'improvvisa propagazione di una frattura in un piano ortogonale alla tensione normale che raggiunge il suo valore critico. Il criterio definisce la seguente tensione equivalente

$$\sigma_e = \max\{\sigma_I, r\sigma_{III}\},$$

con $\sigma_I, \sigma_{II}, \sigma_{III}$ tensioni principali e r il rapporto tra la tensione di rottura a trazione e la tensione di rottura a compressione. La tensione equivalente va poi confrontata con la tensione ammissibile determinata come rapporto tra la sola tensione di rottura a trazione ed il coefficiente di sicurezza. In questo studio preliminare e data la specificità del problema, (il componente deve essere movimentato una volta soltanto) si è deciso di considerare un coefficiente di sicurezza unitario, per cui la tensione ammissibile è assunta pari alla tensione a rottura a trazione.

Poiché la grafite è stata modellata come materiale trasversalmente isotropo si hanno, come detto nel precedente capitolo 2 tensioni di rottura diverse in direzione perpendicolare e in direzione parallela alla direzione di estrusione, sia per la trazione che per la compressione.

Come tensione di rottura di verifica, a scopo conservativo, si è scelto quella più bassa, corrispondente alla tensione di rottura a trazione nella direzione perpendicolare alla direzione di estrusione del blocco.

Tabella 42

	<i>Tensione di rottura a trazione [MPa]</i>	<i>Tensione di rottura compressione [MPa]</i>	<i>r</i>
Direzione perpendicolare alla direzione di estrusione del blocco (\perp)	10,5	26,8	0,41
Direzione parallela alla direzione di estrusione del blocco ($//$)	15,7	26,8	0,63

Si riportano i risultati relativi ai casi elencati in Tabella 40, in termini dei 3 sforzi principali sul volume del blocco e dello spostamento, nelle configurazioni con pressione applicata pari a 1000kPa. Sui blocchi sono riportati sempre i punti di massimo e minimo valore dello sforzo principali e dello spostamento sul volume riferiti sempre al caso di pressione interna di 1000 kPa.

La scelta non è casuale ma si giustifica col fatto che mentre con un dispositivo di sollevamento o con un power manipulator è possibile applicare praticamente qualsiasi forza di estrazione (§4.3), anche quelle relative a pressioni della pinza più elevate di 1000kPa, nel caso si decidesse di estrarre i blocchi con un ROV, il carico massimo al polso, in

configurazione di sbraccio massimo, non eccede di solito i 400 kg di portata, se ci si riferisce a ROV di taglia medio piccola (le taglie dei ROV, nel passare da un Costruttore ad un altro, sono praticamente standardizzate). Per ragioni di ingombro, di carichi ammissibili sulla pila di grafite, eventuale recuperabilità in condizioni di guasto, non è possibile considerare ROV di taglie troppo grandi; la taglia considerata idonea in questo studio preliminare è quella indicata nel paragrafo §4.4.

In via preliminare è stata effettuata una verifica di compatibilità dei carichi del ROV sulla pila di grafite, considerando che il robot scarichi le azioni su una piastra di acciaio di 2x2 m spessa 30 mm sostenuta dai soli blocchi di grafite a sezione quadrata; in tale configurazione geometrica il peso del robot, le azioni di inerzia e il peso proprio della piastra vanno ripartiti su 25 blocchi. La piastra dovrebbe essere tassellata in modo da incastrarsi nel reticolo, ciò al fine di evitare slittamenti per inerzia quando il ROV è in movimento; attraverso i tasselli si trasferiscono anche carichi orizzontali alla parte del blocco sporgente dal piano del layer, dovuti alle azioni di inerzia che il robot trasferisce alla piastra quando si sposta. Nella tabella sono riassunti i carichi considerati per la verifica e il risultato della tensione massima equivalente calcolata con il codice agli elementi finiti. La verifica è stata eseguita in modo statico, per determinare le azioni di inerzia si è utilizzato un coefficiente di amplificazione. Sono stati ipotizzati 2 casi per le azioni orizzontali:

- a) Carico orizzontale applicato perpendicolarmente ad una delle 4 facce laterali del blocco a sezione quadrata
- b) Carico orizzontale applicato a 45° rispetto ad una delle 4 facce laterali del blocco a sezione quadrata

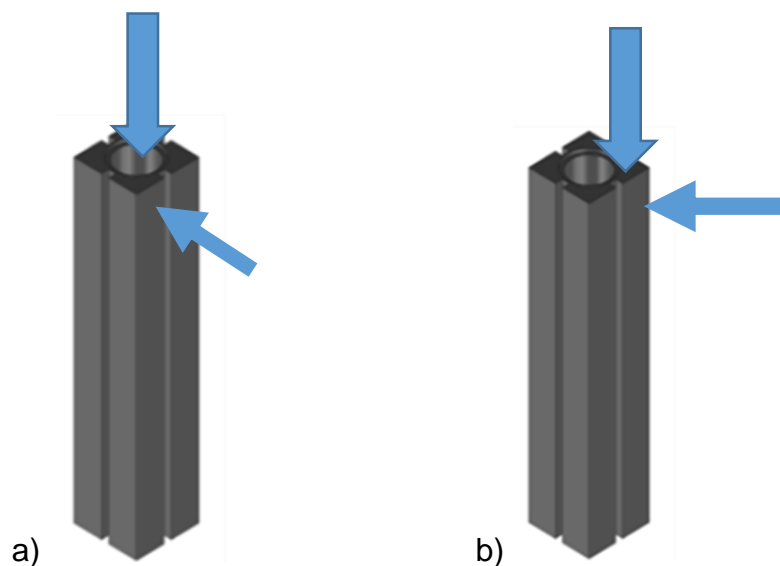


Figura 131

Massa del ROV	1600 kg
Forza di inerzia verticale (*)	950 N
Forza di attrito piastra sommità del blocco	150 N
Massa della piastra	1000 kg
Forza d'inerzia dovuta all'accelerazione della piastra, inseguito all'accelerazione orizzontale del robot (**)	960 N
Tensione equivalente calcolata nel caso di forza orizzontale applicata perpendicolarmente alla superficie laterale del blocco	0,45 MPa
Tensione equivalente calcolata nel caso di forza orizzontale applicata a 45° nel piano orizzontale rispetto alla superficie laterale del blocco	0,37 MPa

(*) valore calcolato su indicazione del Costruttore del ROV

(**) valore determinato sulla base dei dati forniti dal Costruttore del ROV

Per entrambi i casi la tensione equivalente è minore di 2 ordini di grandezza della tensione ammissibile, pari a 10,5MPa, per cui i carichi del ROV possono ritenersi compatibili con la capacità portante della pila.

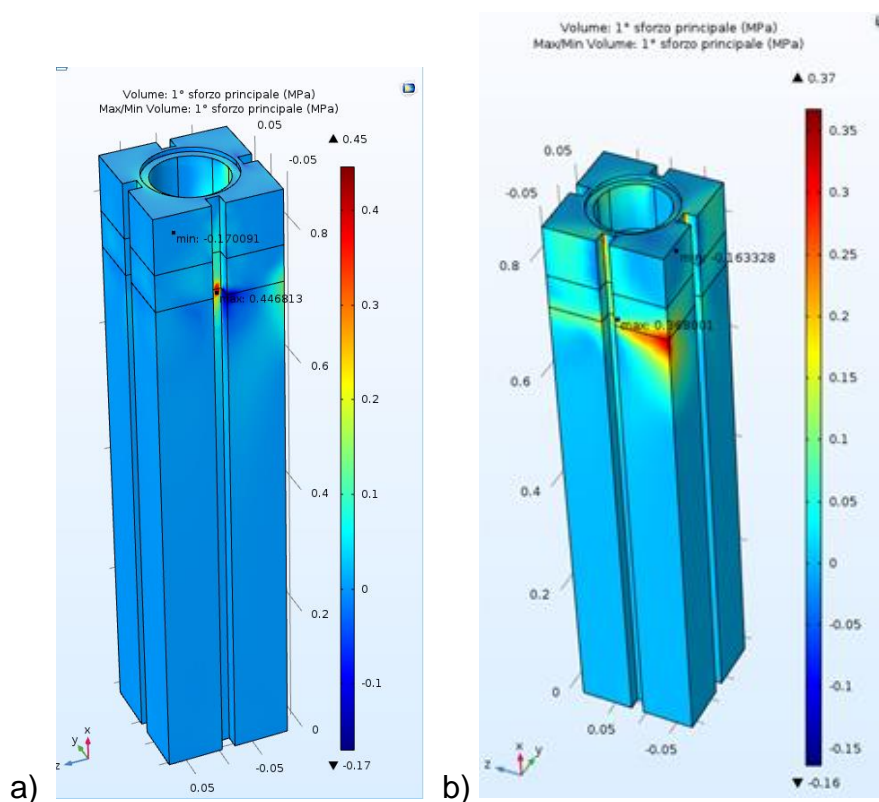
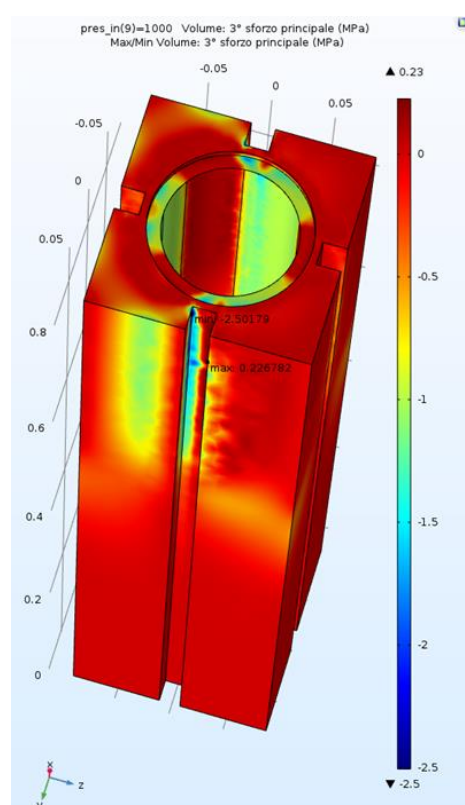
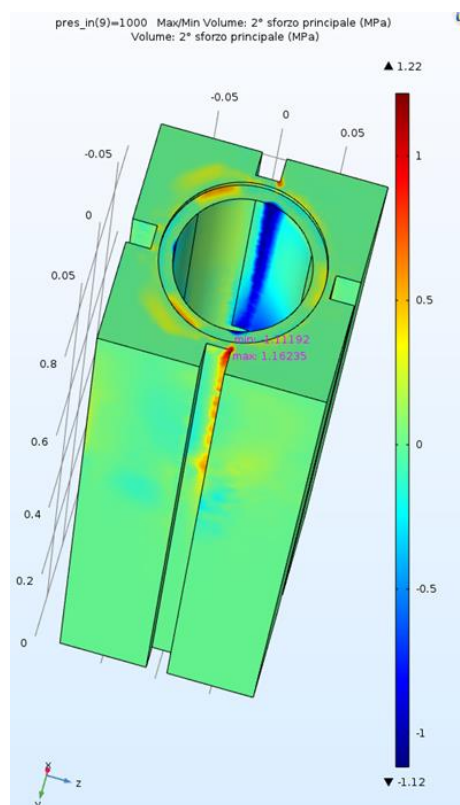
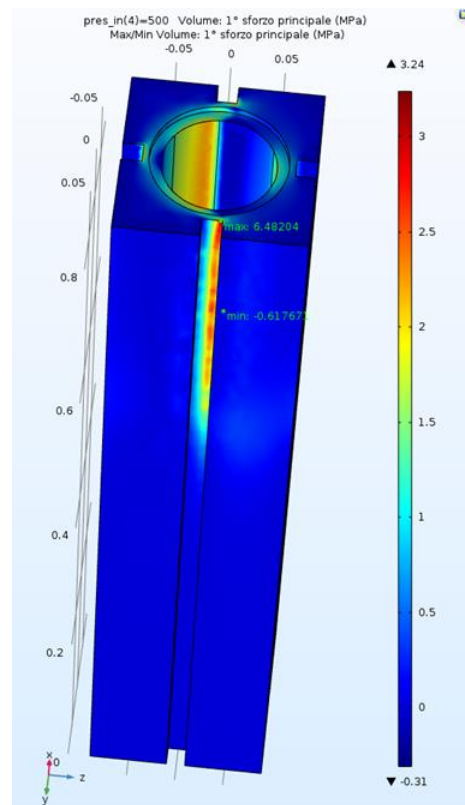
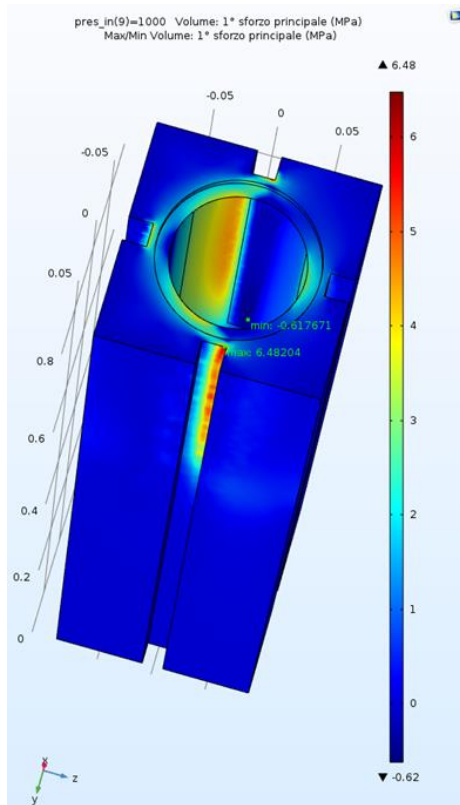


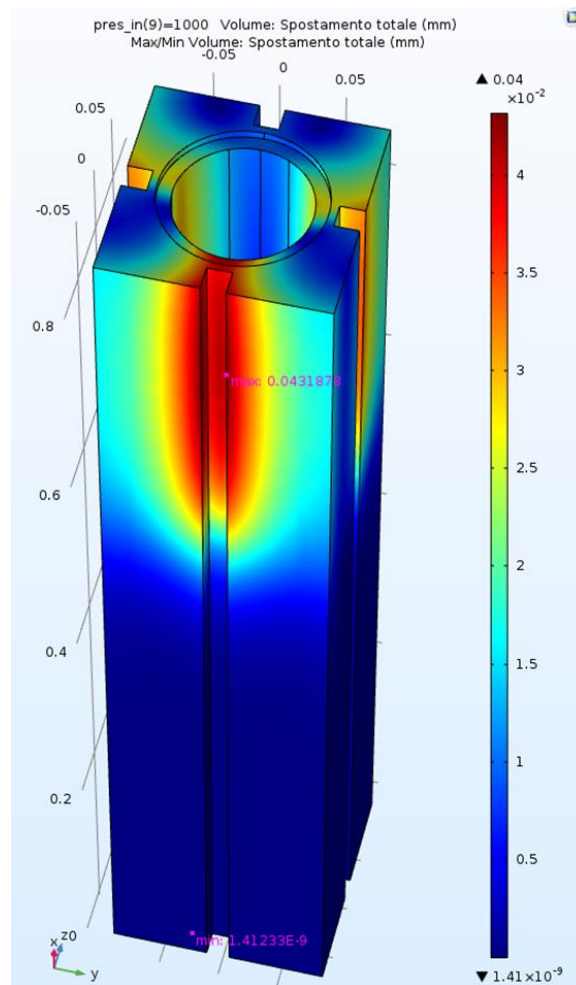
Figura 132 – a) tensioni determinate dal carico orizzontale applicato lungo z, sulla faccia parallela al piano xy; b) tensioni determinate dal carico orizzontale applicato nel piano parallelo al piano zy e gente su una retta d'azione a 45° rispetto a z.

CASO 0

In questa configurazione si considera il blocco libero, con applicata soltanto la pressione dell'attrezzo di presa, la forza di trazione applicata sul canale centrale è pari soltanto al peso proprio. In pratica è la condizione di blocco estratto sospeso all'apparecchio di sollevamento.

4-side brick





Applicazione del criterio di Rankine-Navier

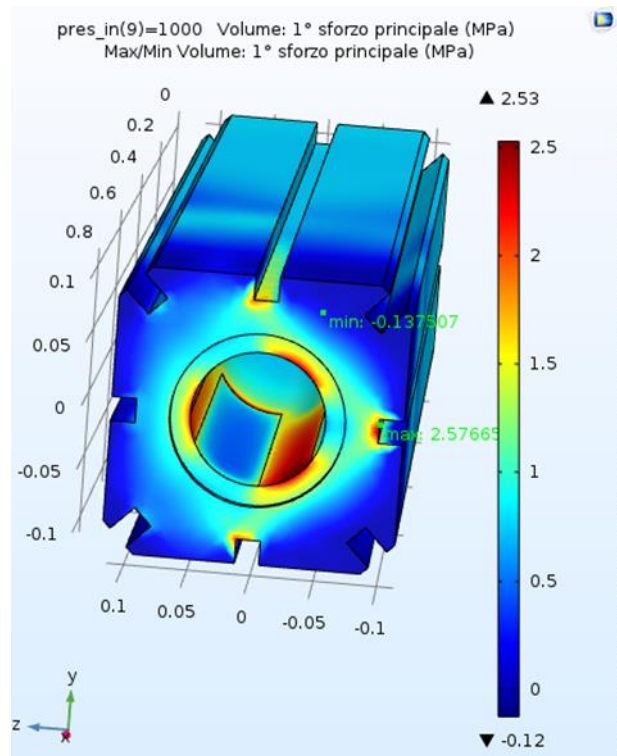
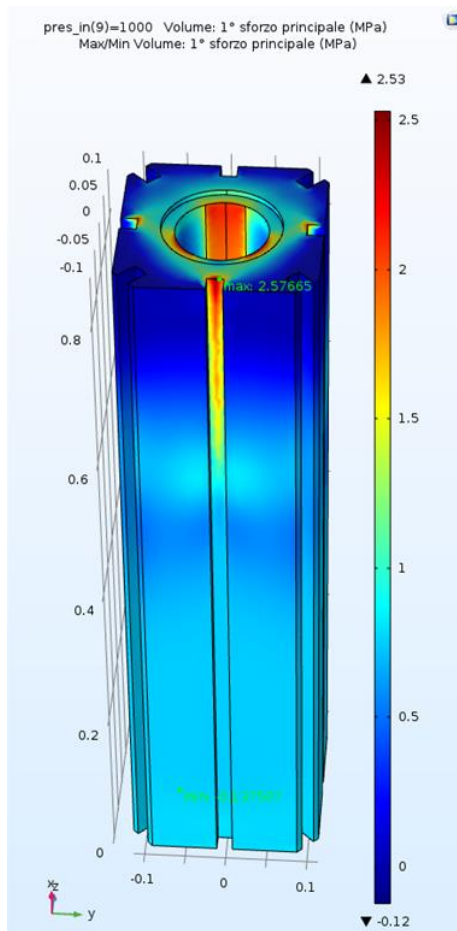
$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 6,48 ; 0,63 \times |-2,5| \}$$

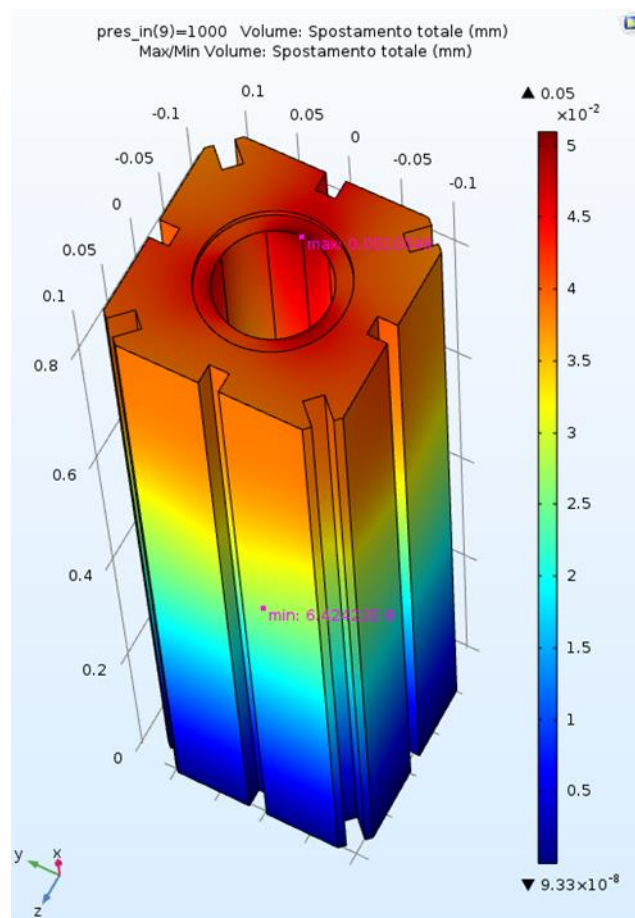
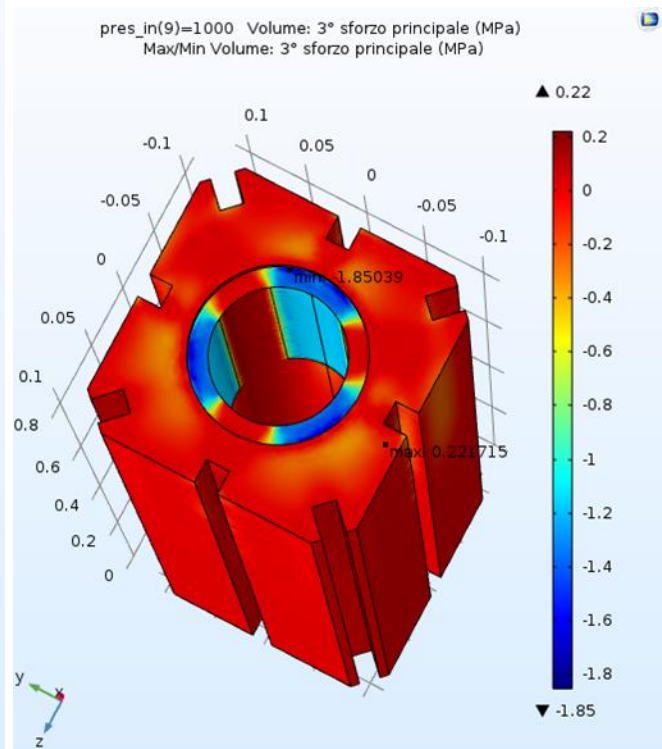
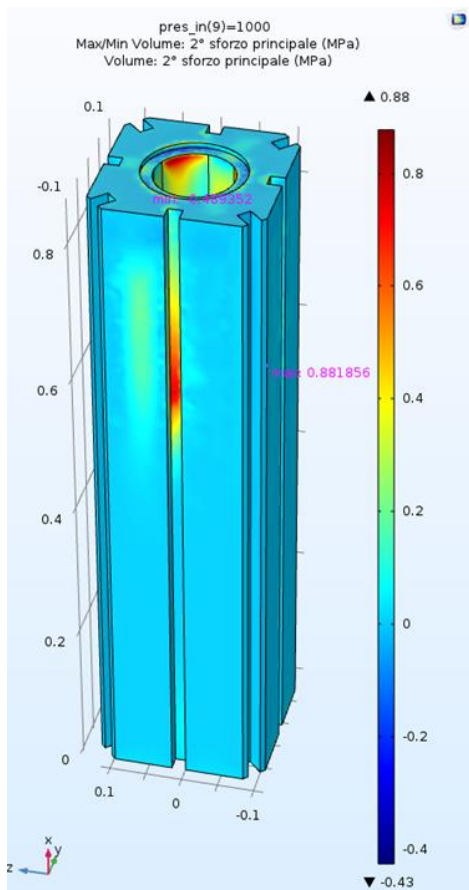
$$\sigma_e = 6,48 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

Lo spostamento massimo, dell'ordine del centesimo di millimetro, è in corrispondenza della cava della chiavetta su cui agisce direttamente una delle ganasce. Le tensioni massime di trazione si distribuiscono nello spigolo della cava e in corrispondenza dell'area di contatto tra le ganasce del dispositivo di presa. Con il carico di riferimento ($p = 1000 \text{ kPa}$ e $F_{Lift} = 7,5 \text{ kN}$) la tensione equivalente è pari al 62% della tensione di rottura. La tensione massima di compressione, pari a 2,5 MPa (resistenza a compressione della grafite irraggiata 32 MPa) è localizzata nella medesima cava, nell'angolo opposto a dove si verifica la massima tensione di trazione. Valori elevati delle tensioni di trazione si riscontrano anche nella zona di applicazione delle ganasce e sono legati allo sforzo di trazione per sollevare il blocco.

8-side brick





Applicazione del criterio di Rankine-Navier

$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 2,58; 0,63 \times |-1,85| \}$$

$$\sigma_e = 2,58 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

A parità di condizioni di carico, ovviamente, il blocco ottagonale, essendo più spesso, presenta una resistenza maggiore. Anche in questo caso lo spostamento massimo è dell'ordine del centesimo di millimetro, localizzato in corrispondenza della cava della chiavetta su cui agisce direttamente una delle ganasce. Le tensioni massime di trazione (si veda la distribuzione del 1° sforzo principale) si distribuiscono nello spigolo della cava della chiavetta, simmetrica rispetto alle zone di applicazione di 2 ganasce, alla sommità del blocco. Con il carico di riferimento ($p = 1000 \text{ kPa}$ e $F_{\text{Lift}} = 7,5 \text{ kN}$) la tensione equivalente è pari al 25% della tensione di rottura. La tensione massima di compressione, pari a $1,85 \text{ MPa}$ (resistenza a compressione della grafite irraggiata 32 MPa) è localizzata nel canale centrale in corrispondenza della zona di applicazione delle ganasce. Valori elevati delle tensioni di trazione si riscontrano anche nella zona di applicazione delle ganasce e sono legati allo sforzo di trazione per sollevare il blocco.

CASO 1

In questa configurazione si considera il blocco interamente inserito nel reticolo e vincolato su tutte le facce laterali con le quali potrebbe essere in contatto con i blocchi circostanti. Su tali facce il vincolo considerato è del tipo incastro. Per via del particolare sistema di vincolo delle chiavette radiali (si veda Capitolo 3) e considerando i giochi presenti tra la cava e la chiavetta ($4\div6\text{ mm} >$ del gap tra i blocchi) si è scelto di applicare un vincolo tipo carrello lungo le cave (Figura 133).

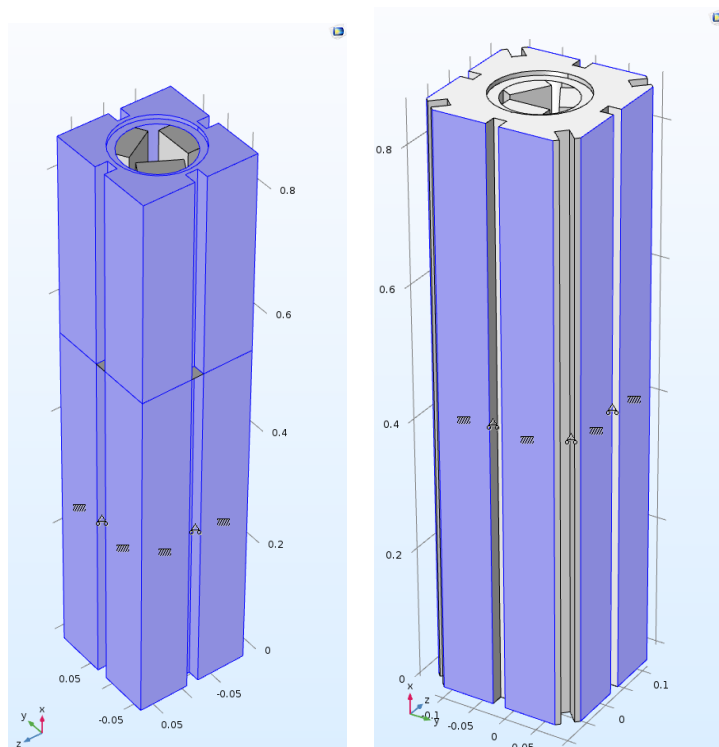
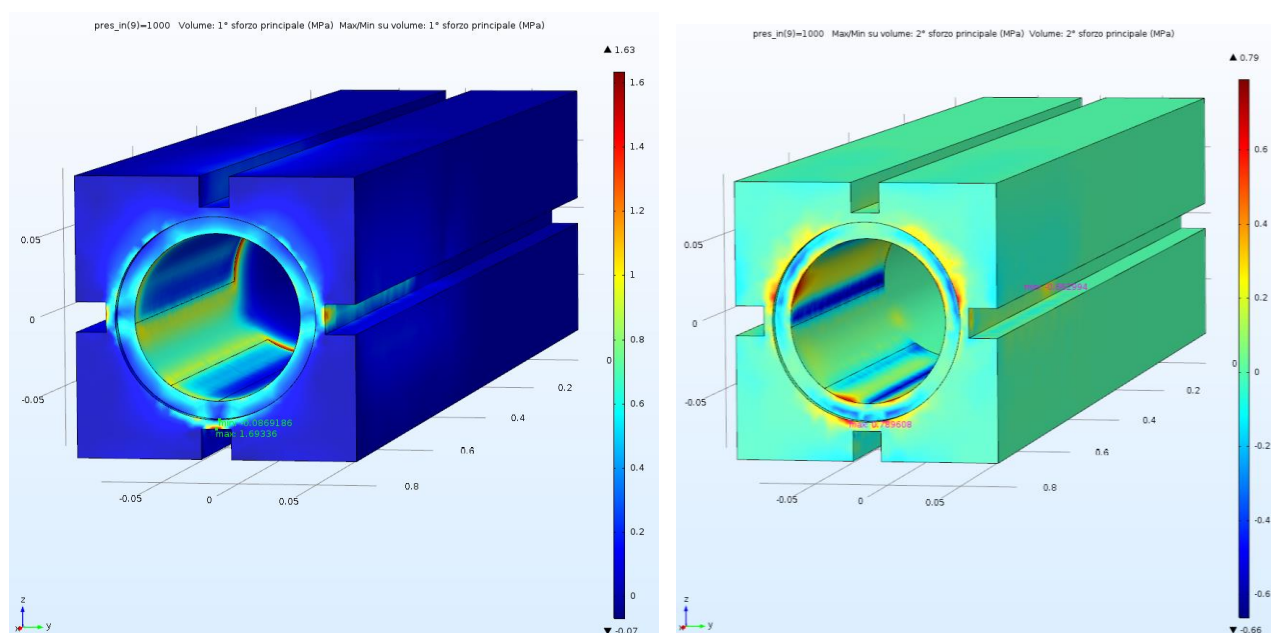
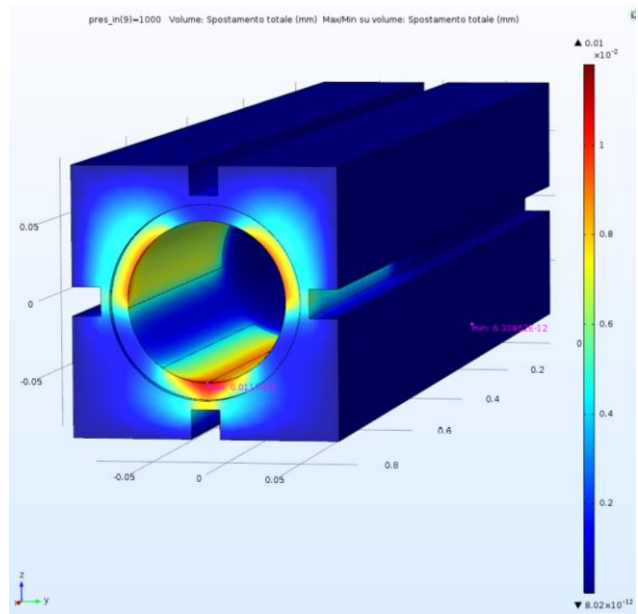
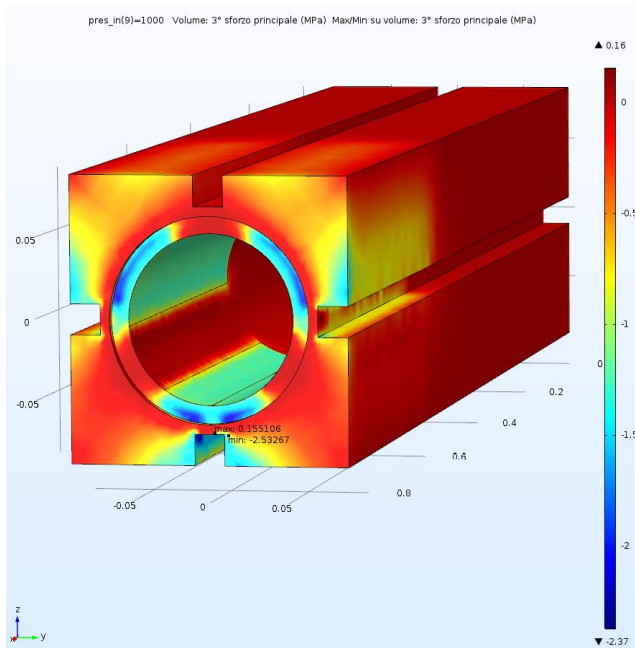


Figura 133

4-side brick





Applicazione del criterio di Rankine-Navier

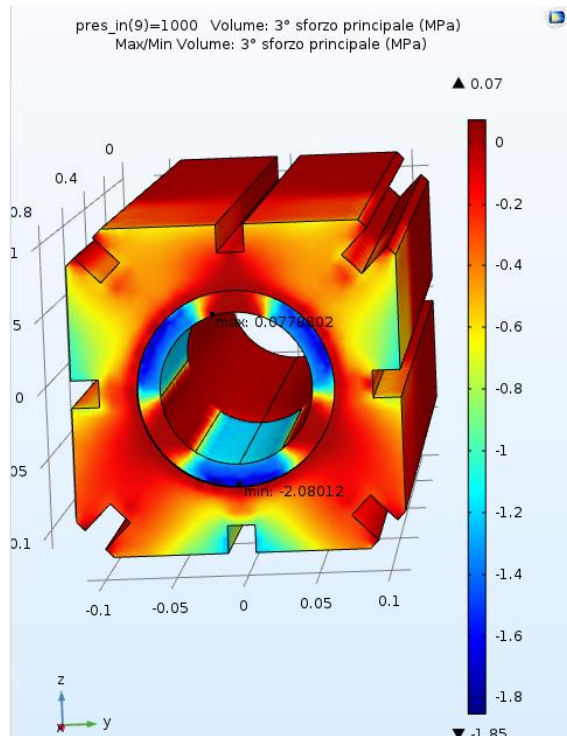
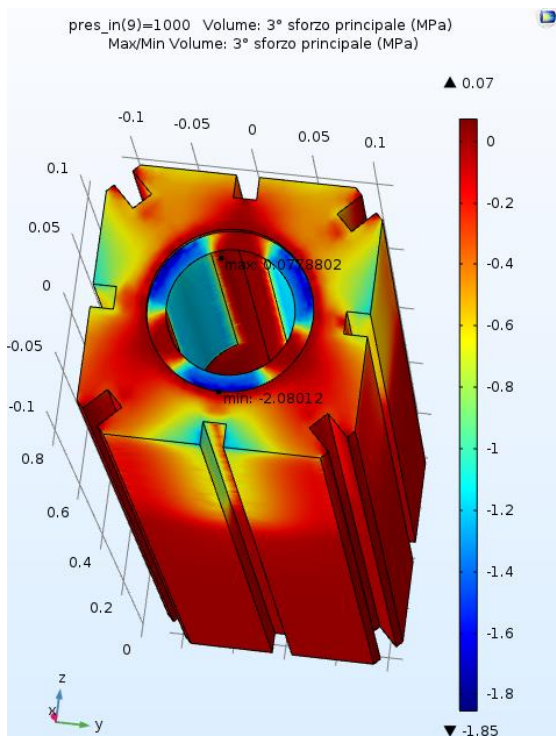
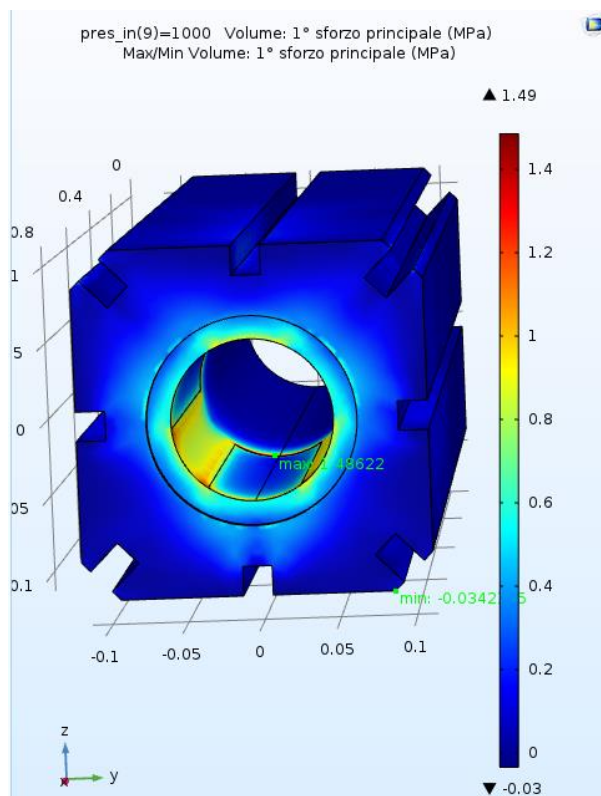
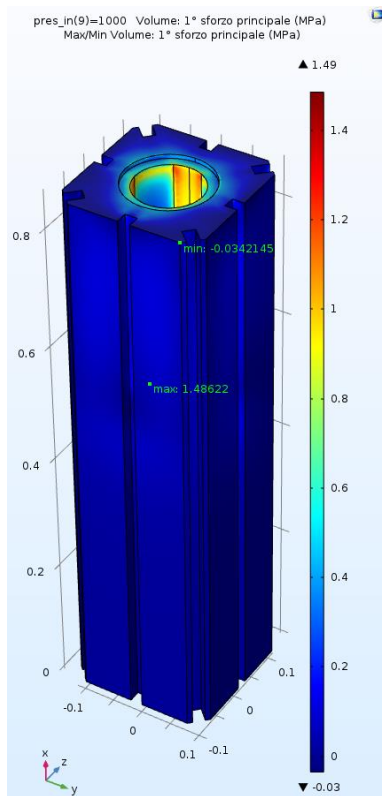
$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 1,69 ; 0,63 \times |-2,53| \}$$

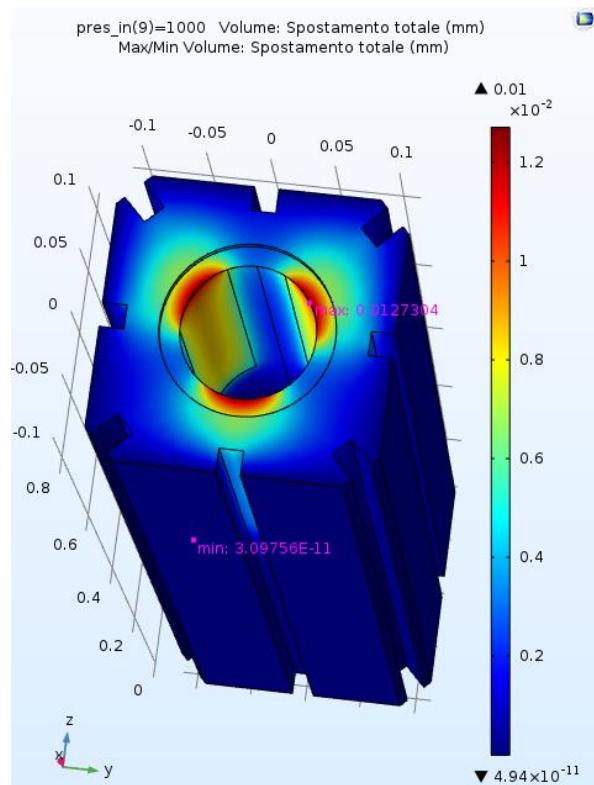
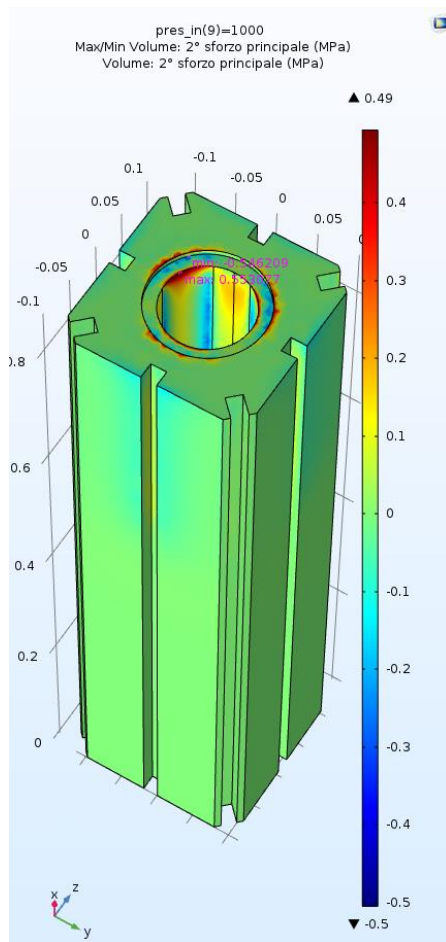
$$\sigma_e = 1,69 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

Anche in questo caso lo spostamento massimo è nell'ordine del centesimo di millimetro. Le tensioni massime di trazione si distribuiscono sullo spigolo della cava adiacente la base superiore del blocco, in corrispondenza delle zone di posizionamento delle ganasce del dispositivo di presa. Zone di elevato sforzo di trazione, per questa configurazione di vincolo, si hanno nella parte inferiore della zona di applicazione di ciascuna ganascia. Con il carico di riferimento ($p = 1000 \text{ kPa}$ e $F_{\text{Lift}} = 7,5 \text{ kN}$) la tensione equivalente è pari al 16% della tensione di rottura. La tensione massima di compressione, pari a $2,37 \text{ MPa}$ è localizzata nello spigolo della cava allineata alla ganascia, valori elevati sono localizzati in corrispondenza delle zone di applicazione delle altre 2 ganasce.

8-side brick





Applicazione del criterio di Rankine-Navier

$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 1,49 ; 0,63 \times |-2,08| \}$$

$$\sigma_e = 1,49 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

Lo spostamento massimo è nell'ordine del centesimo di millimetro. Le tensioni massime di trazione, per questa configurazione di vincolo, si hanno nella parte inferiore della zona di applicazione di ciascuna ganasca. Con il carico di riferimento ($p = 1000 \text{ kPa}$ e $F_{\text{Lift}} = 7,5 \text{ kN}$) la tensione equivalente è pari al 14% della tensione di rottura. La tensione massima di compressione, pari a $2,08 \text{ MPa}$ è localizzata in corrispondenza delle zone di applicazione delle ganasce.

CASO 2

Questo caso è rappresentativo di una situazione che potrebbe essere ricondotta ad un blocco parzialmente estratto dal reticolo, che originariamente fosse vincolato come nel caso 1 o ad un blocco residente nel reticolo ma incastrato parzialmente per circa $2/3$ della sua lunghezza. Sia per il blocco a sezione quadrata che per quello a sezione ottagonale si è ipotizzato che la zona dell'incastrò termini in corrispondenza del piano inferiore di azione delle ganasce (Figura 134), in modo da massimizzare l'effetto di intaglio sul blocco intero.

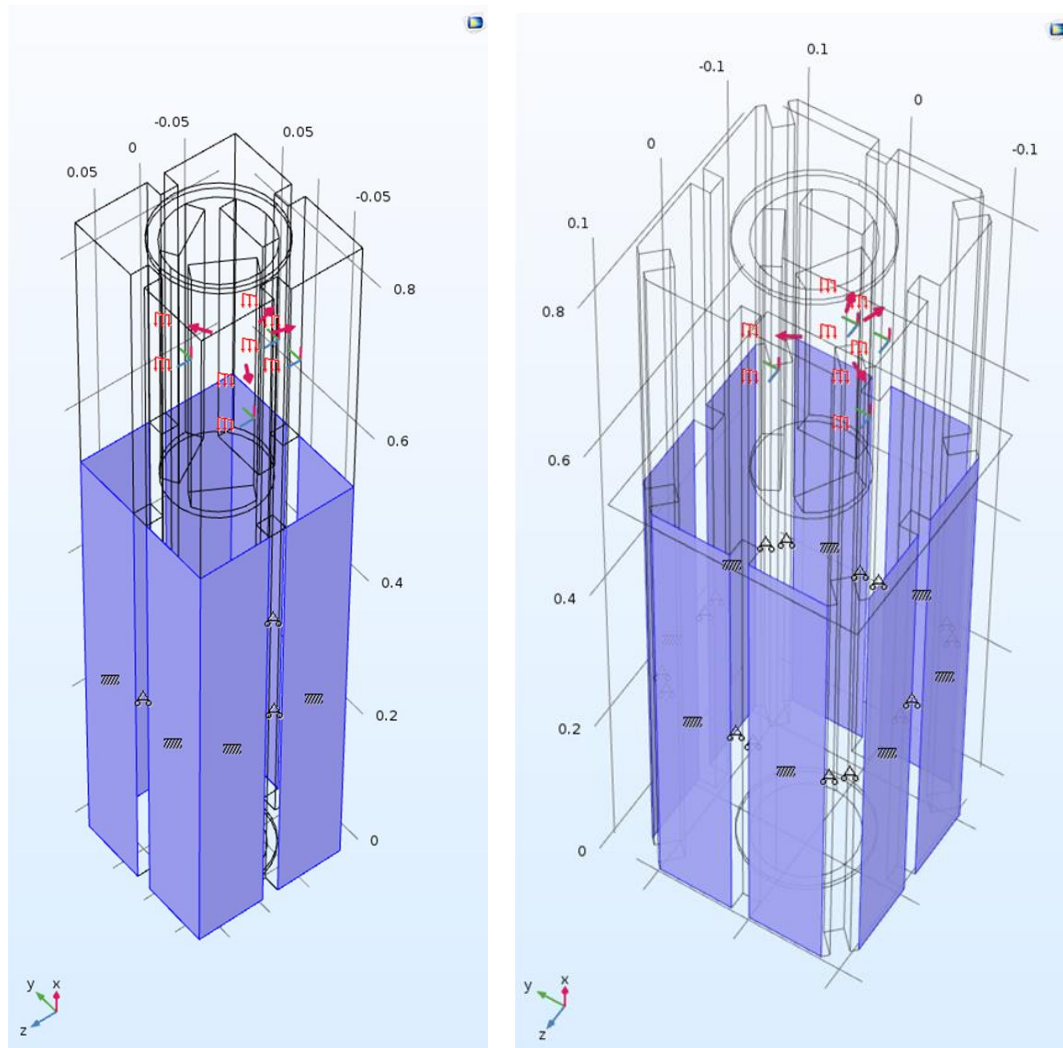
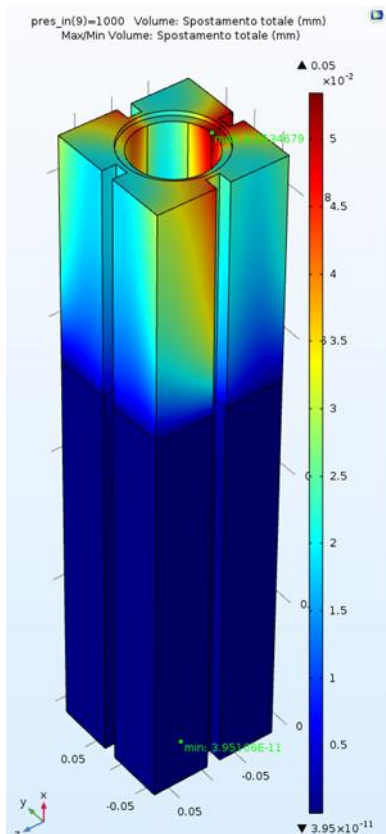
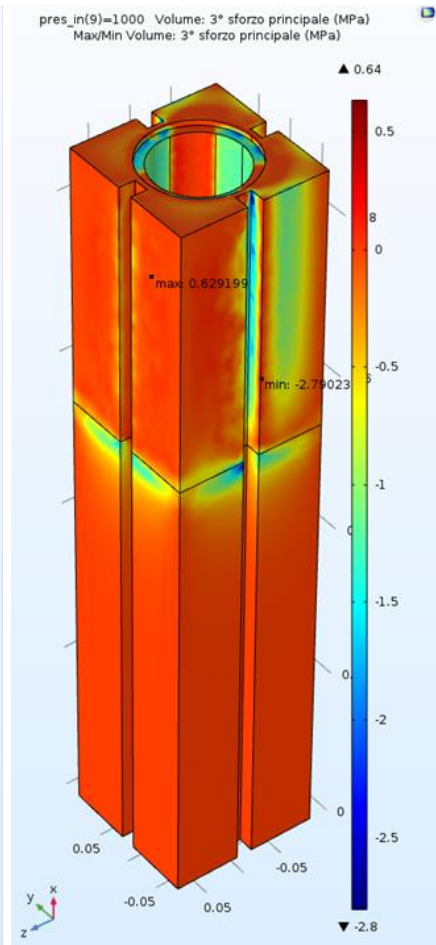
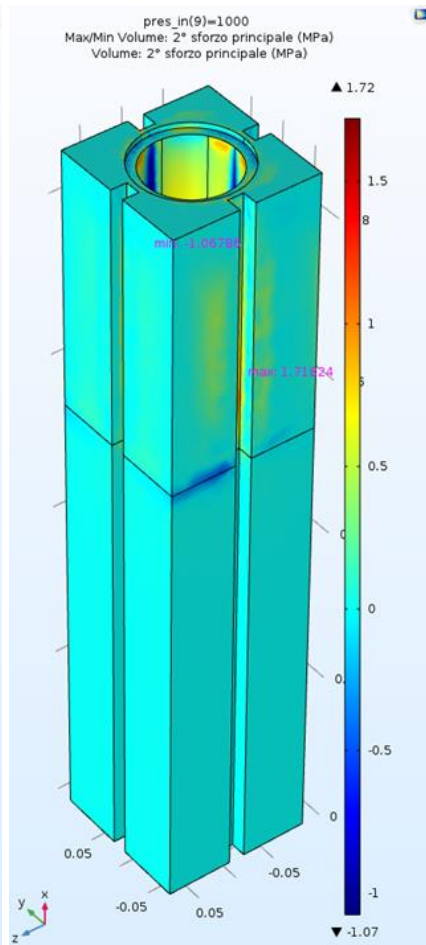
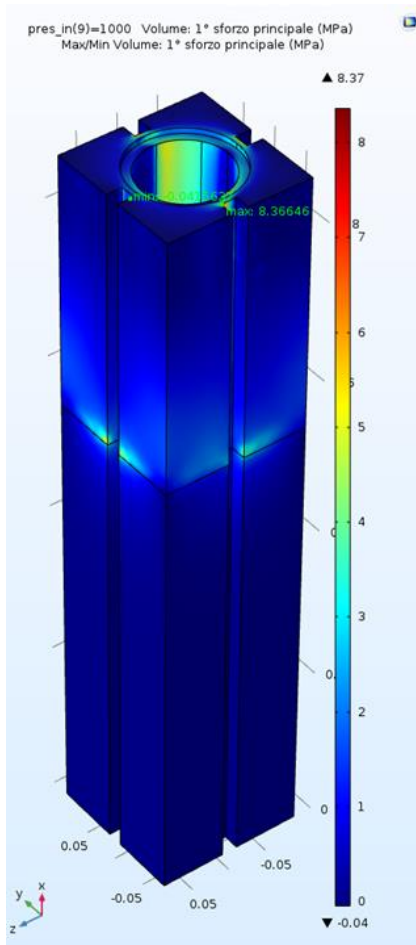


Figura 134

4-side brick



Applicazione del criterio di Rankine-Navier

$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 8,37; 0,63 \times |-2,80| \}$$

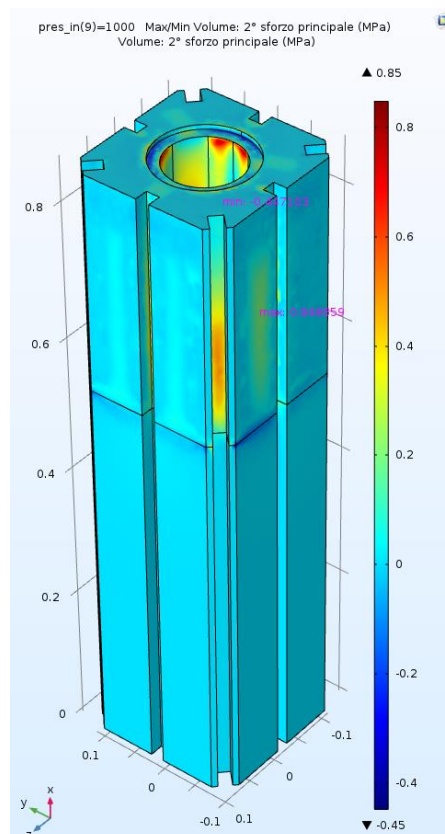
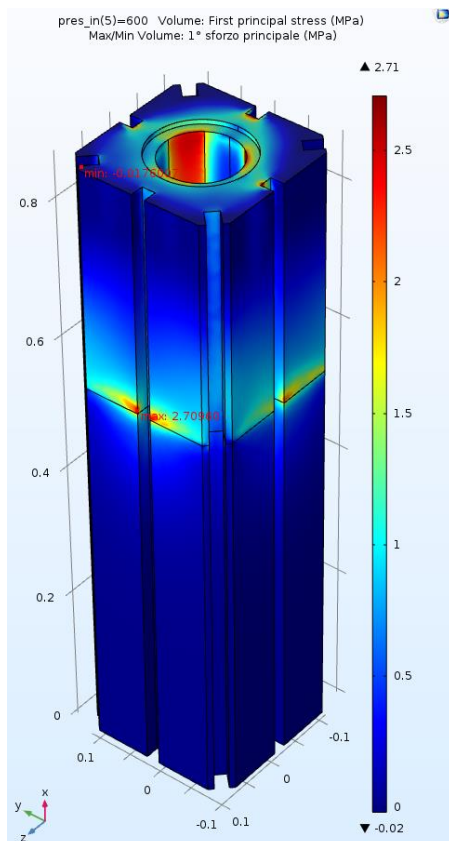
$$\sigma_e = 8,37 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

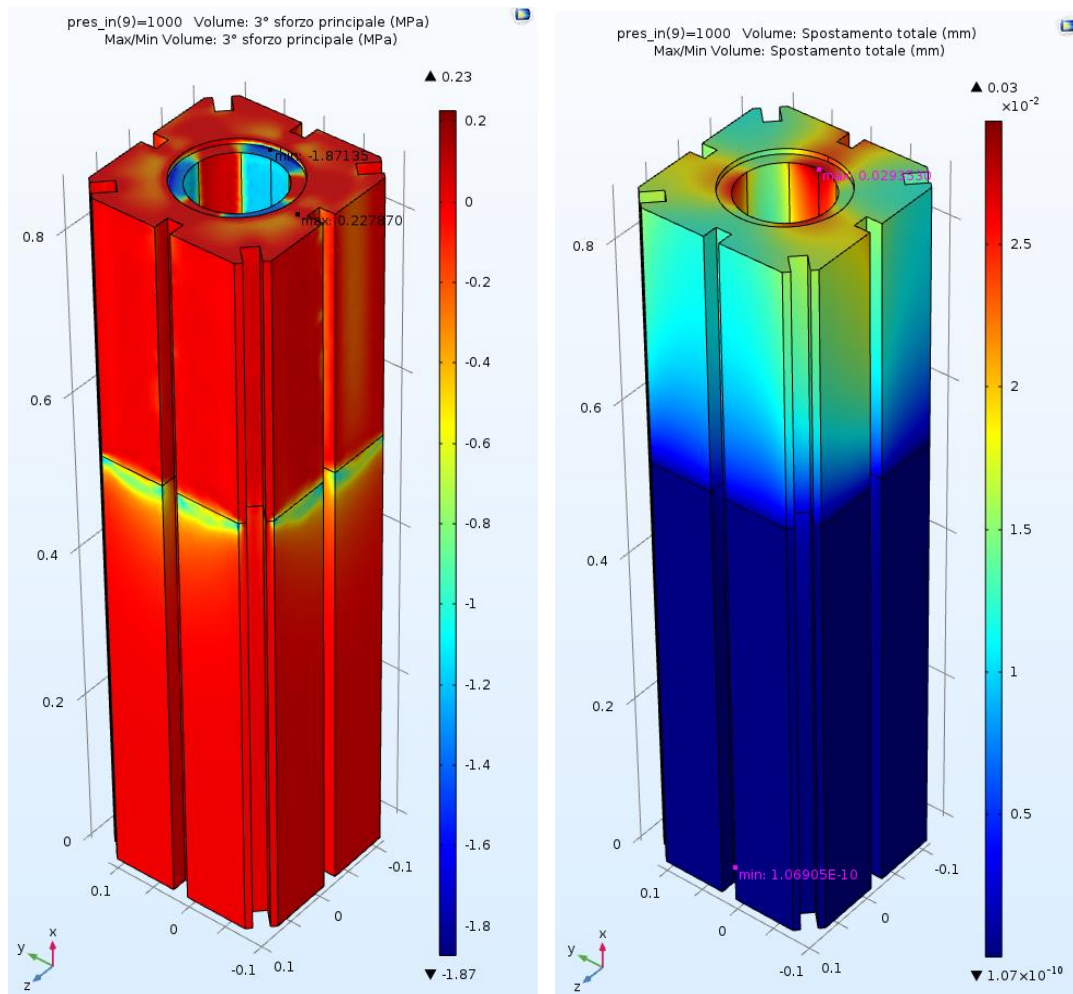
Commenti

In questo caso osservando la distribuzione del 1° sforzo principale si nota che la tensione massima si avvicina molto al valore della tensione ammissibile (80% di σ_{amm}); il margine di sicurezza è dunque basso e ulteriori indagini relative alla meccanica delle fratture dei blocchi dovrebbero essere condotte, soprattutto in relazione alla determinazione degli stress intensity factors.

Occorre osservare tuttavia che per una pressione di 1000 kPa, il corrispondente valore di forza di estrazione massimo applicabile è 7,5 kN, ovvero circa 1,85 volte il carico massimo utilizzabile dal ROV preso a riferimento e pertanto la possibilità di estrarre i blocchi, in generale, non è preclusa se si applica una forza di estrazione più bassa. Nel caso in esame si nota un accumulo di tensioni nella zona di interfaccia tra la parte bassa del blocco, incastrata e la parte libera. Lo spostamento massimo resta nell'ordine di 0,05mm. Valori elevati delle tensioni di trazione si riscontrano anche nella zona di applicazione delle ganasce e sono legati allo sforzo di trazione per sollevare il blocco.

8-side brick





Applicazione del criterio di Rankine-Navier

$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 2,71 ; 0,63x|-1,87| \}$$

$$\sigma_e = 2,71 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

Rispetto al blocco a sezione quadrata la tensione massima (primo sforzo principale) resta abbastanza al disotto della tensione ammissibile. Anche in questo caso si nota un accumulo di tensioni nella zona di interfaccia tra la parte bassa del blocco, incastrata e la parte libera. Lo spostamento massimo resta nell'ordine di 0,05mm. Valori elevati delle tensioni di trazione si riscontrano anche nella zona di applicazione delle ganasce e sono legati allo sforzo di trazione per sollevare il blocco. Il fatto che, a parità di carico applicato e condizioni al contorno, il blocco ottagonale si comporti 'meglio' di quello quadrato porta ad una conclusione legata alla modalità operativa di estrazione dei blocchi: qualora una porzione del reticolo dovesse risultare particolarmente 'caricata' con gap di montaggio nullo e blocchi premuti l'uno sull' altro e qualora per ragioni operative (non determinabili in questo momento) si dovesse procedere necessariamente all'estrazione dei blocchi di quella zona, si potrebbe iniziare ad estrarre i blocchi ottagonali invece che quelli a sezione quadrata, 'alleggerendo' le tensioni su quelli quadrati circostanti.

CASO 3

In questo studio ci si riferisce a 2 possibili situazioni nelle quali una porzione di una delle facce laterali sia incastrata nel reticolo. Nel caso del blocco a sezione quadrata si ipotizza che l'incastratura sia localizzata su circa la metà della lunghezza del blocco (Figura 135 a)): tale situazione potrebbe essere rappresentativa sia di un incastratura parziale con il blocco in sede, sia di un incastratura che si realizza in fase di estrazione. Ciò potrebbe essere correlato ad un'espansione non uniforme del mattone e/o di quelli adiacenti con rigonfiamenti localizzati.

Con analoghe considerazioni per il blocco ottagonale si è ipotizzato un incastratura su 2 porzioni di superficie laterale ciascuna adiacente ad una delle basi del blocco (Figura 135 b)): questa configurazione si riferisce ad un blocco collocato in sede nel reticolo.

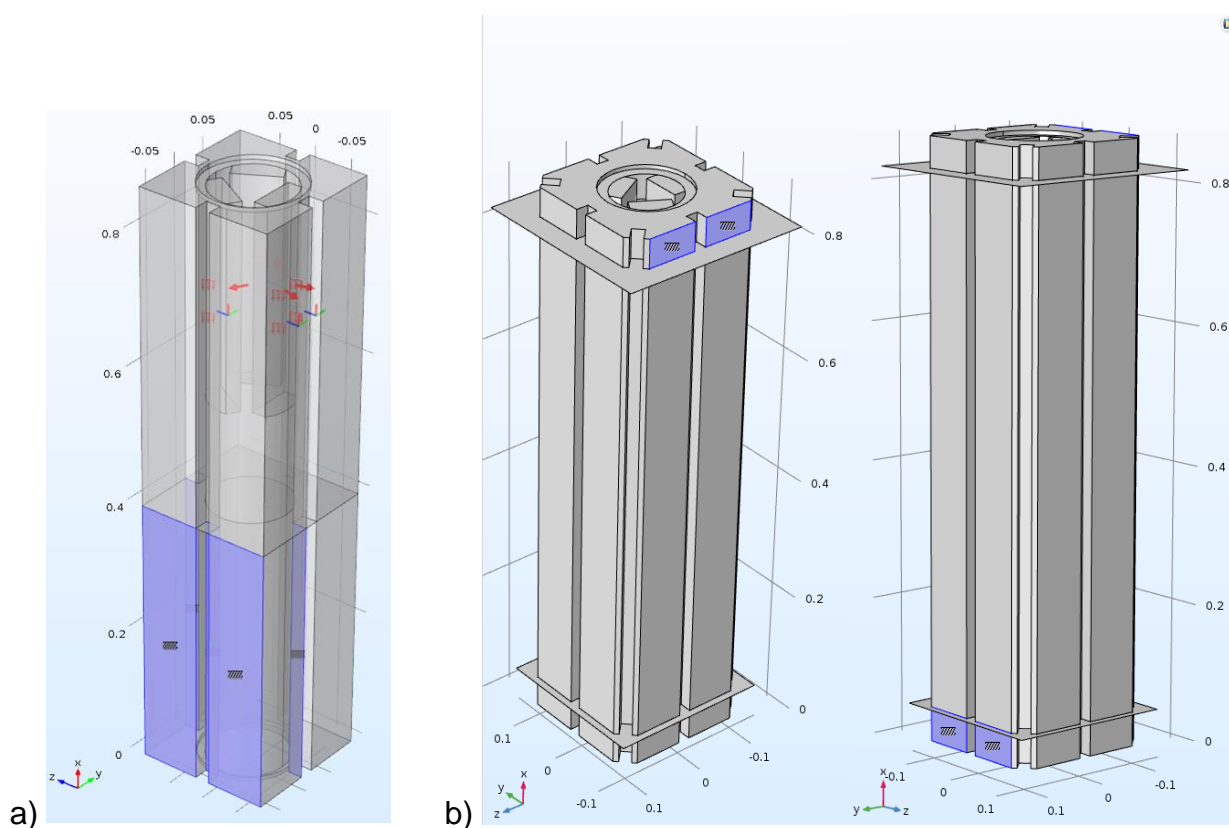
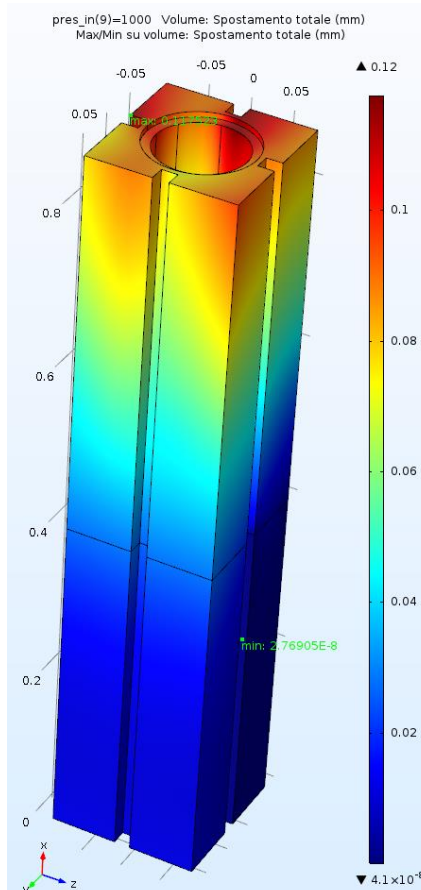
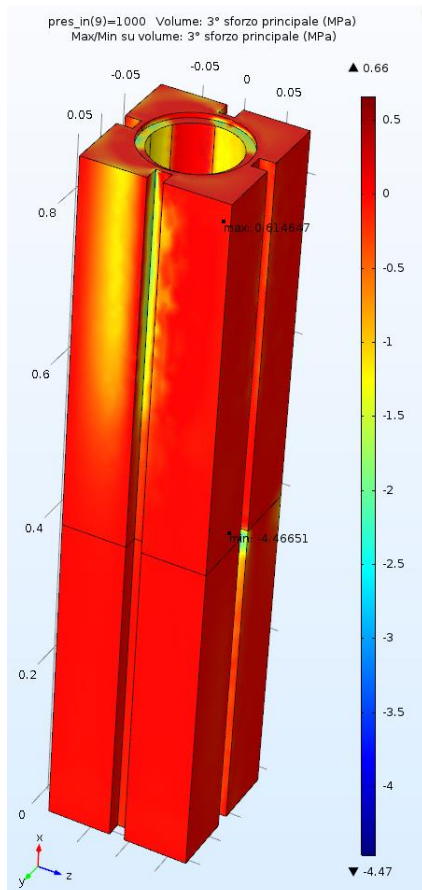
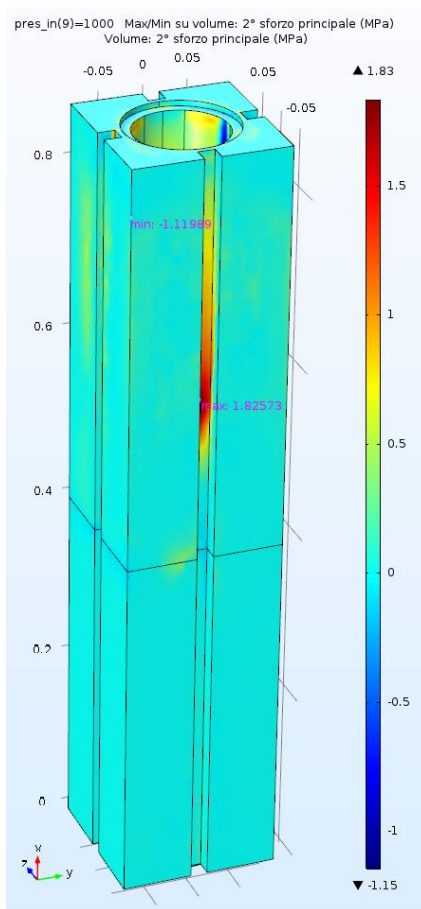
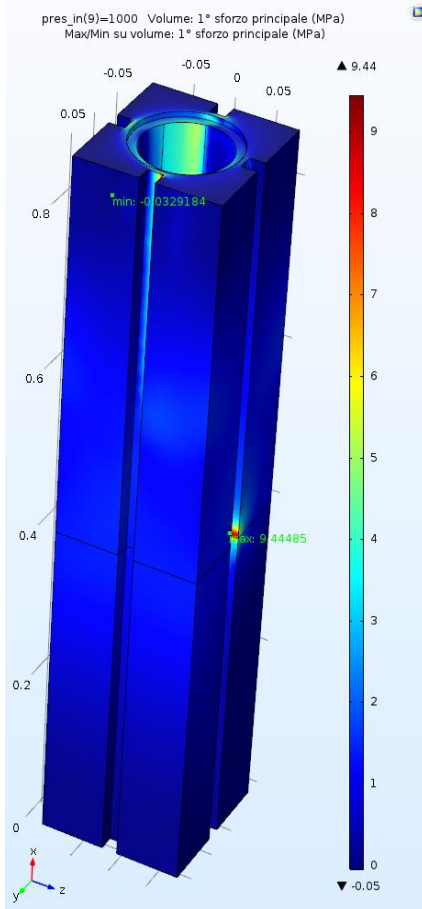


Figura 135

4-side brick



Applicazione del criterio di Rankine-Navier

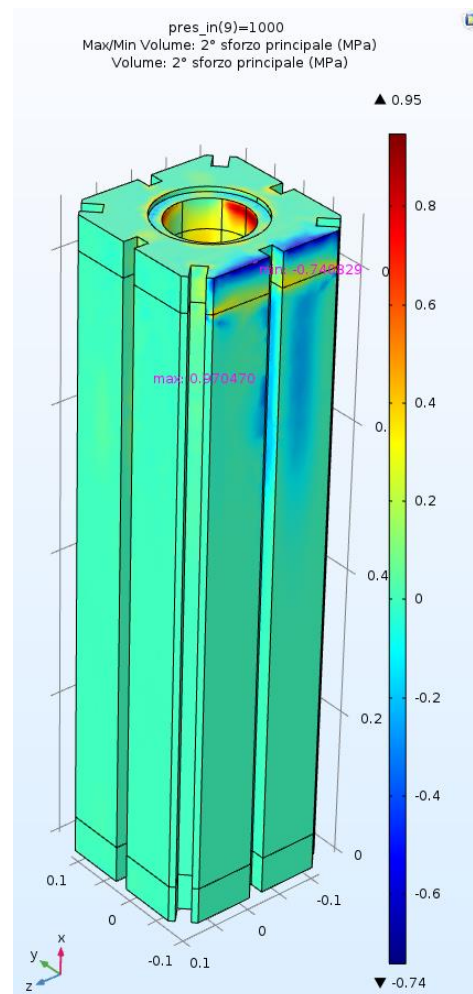
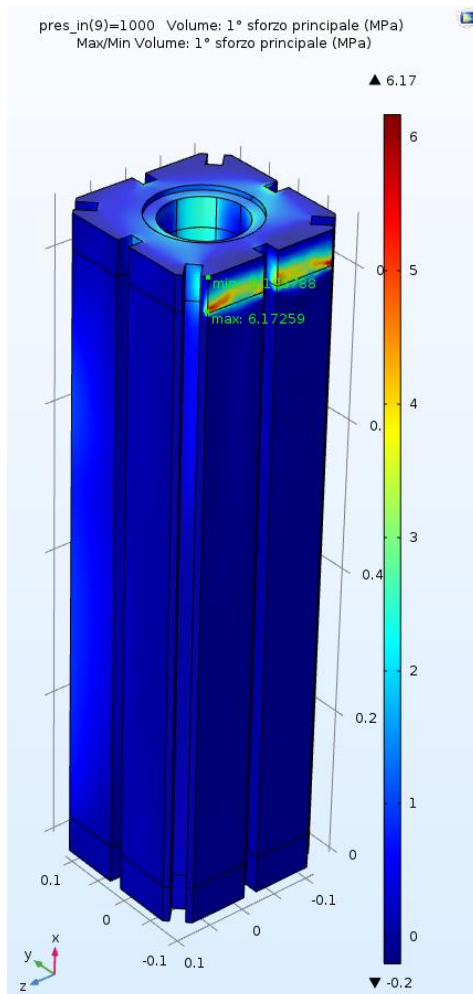
$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 9,44; 0,63 \times |-4,47| \}$$

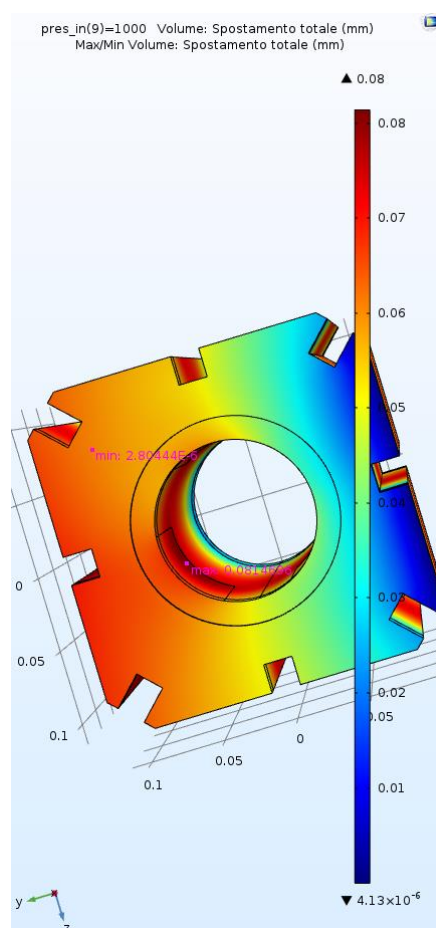
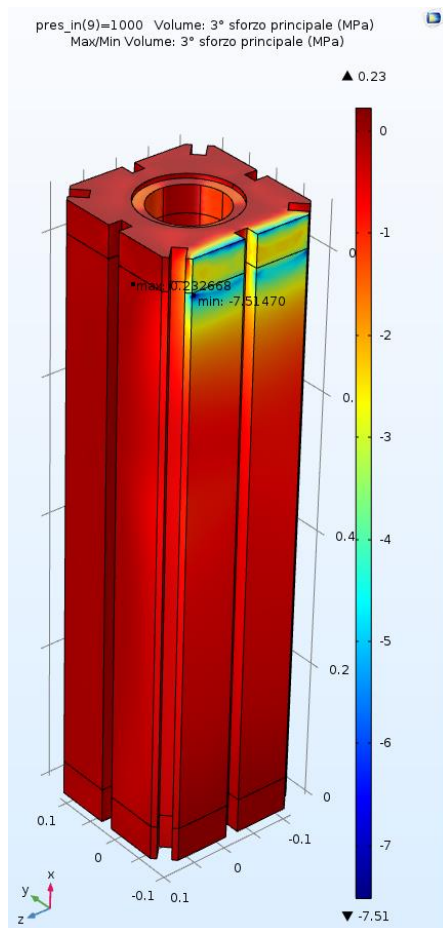
$$\sigma_e = 9,44 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

Il valore massimo del 1° sforzo principale, per una pressione delle ganasce di 1000 kPa e forza di sollevamento di 7,5 kN, è quasi prossimo al valore della tensione ammissibile (90%): valgono quindi le stesse considerazioni del caso 2 relativamente al metodo di estrazione. In generale, se il blocco fosse indebolito e fossero presenti delle cricche si potrebbe incorrere nella rottura. La sollecitazione di compressione massima 4,47 MPa si ha nella medesima cava, alla stessa quota ma nello spigolo opposto. Lo spostamento massimo sul volume è circa il doppio 0,12 mm del Caso 2 (0,053 mm).

8-side brick





Applicazione del criterio di Rankine-Navier

$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 6,17 ; 0,63 \times |-7,51| \}$$

$$\sigma_e = 6,17 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

In una configurazione di vincolo di questo tipo, anche se teorica, è verificata la possibilità di estrazione del blocco per una pressione delle ganasce di 1000 kPa. Lo spostamento massimo sul volume, pari a 0,08 mm è maggiore dei casi precedenti. Gli sforzi massimi di trazione e compressione si hanno in punti molto vicini tra loro e sono pari rispettivamente al 59% e 45% della σ_{amm} .

CASO 4

Questi casi sono rappresentativi di 2 possibili situazioni di vincolo legate al particolare metodo di assemblaggio dei blocchi a colonne adiacenti sfalsate. Per il blocco a sezione quadrata si ipotizza una configurazione con blocco in sede (ovvero con una porzione pari ad $1/6$ circa della lunghezza sporgente dal piano formato dalle facce superiori dei blocchi ottagonali) con un incastro sulla superficie laterale di una delle 4 facce principali del blocco e lungo una delle 3 superfici delle cave delle chiavette, fino ad un'altezza pari a circa $5/6$ della lunghezza complessiva del blocco (Figura 136 a)). Per quanto riguarda invece il blocco ottagonale, si è ipotizzata una configurazione in cui due porzioni delle superfici laterali, di altezza pari ad $1/6$ della lunghezza del blocco (distanza di cui sono sfalsate le colonne di blocchi quadrati da quelle composte da blocchi ottagonali), nella parte bassa, siano incastrate: ciò corrisponde all'effetto di 2 colonne di blocchi quadrati adiacenti, appartenenti al layer inferiore, che premono contro il blocco ottagonale del livello immediatamente superiore (Figura 136 b)) oppure ad un rigonfiamento non uniforme del blocco ottagonale che ha provocato un contatto localizzato con i blocchi adiacenti. Una situazione di questo tipo sarebbe difficilmente prevedibile in base quanto detto in precedenza, infatti qualora, in seguito ad un'ispezione visiva della sommità dei blocchi, si rilevasse la presenza di un gioco, non è detto che il blocco inferiormente sia libero. E' dunque necessario poter controllare in tempo reale la forza di estrazione applicata, ovvero la resistenza di primo distacco del blocco, onde evitare di applicare valori di F_{Lift} elevati che potrebbero portare alla rottura del blocco o allo slittamento del dispositivo di presa.

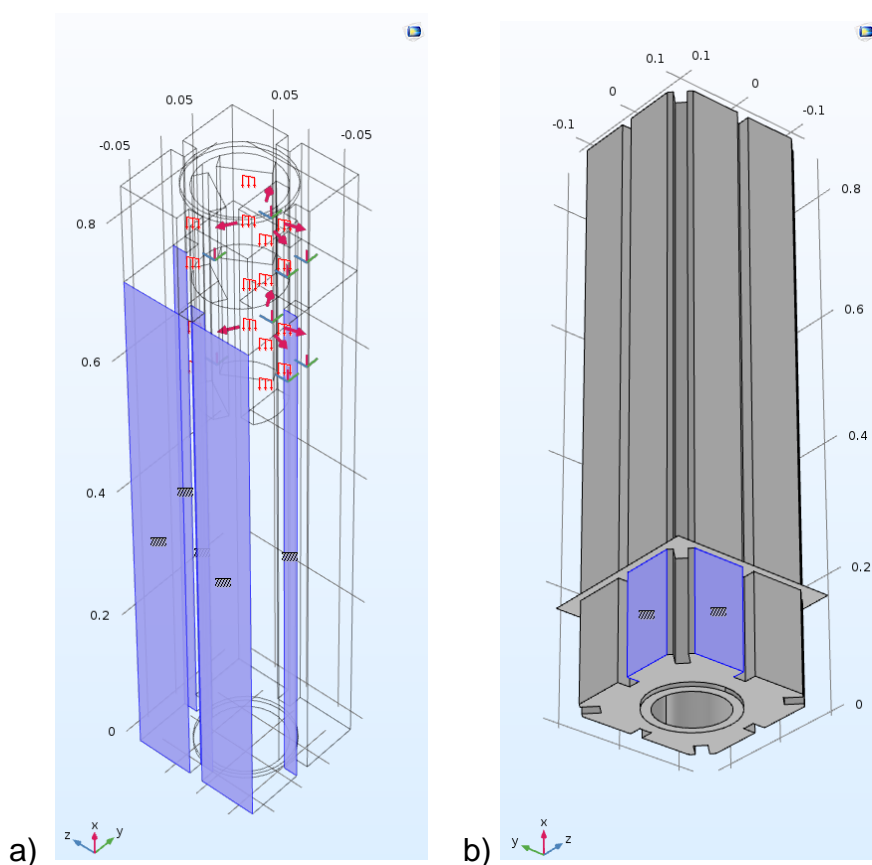
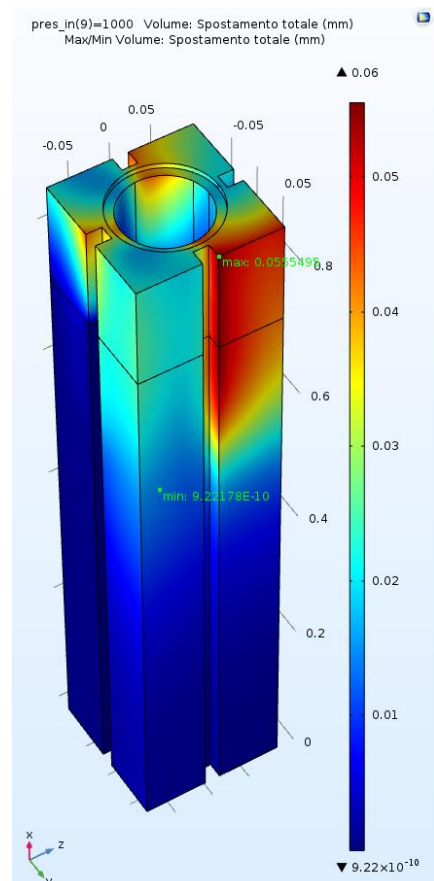
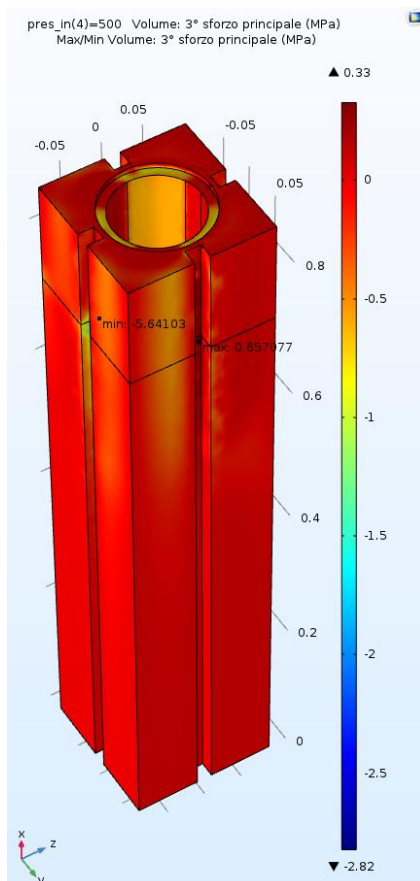
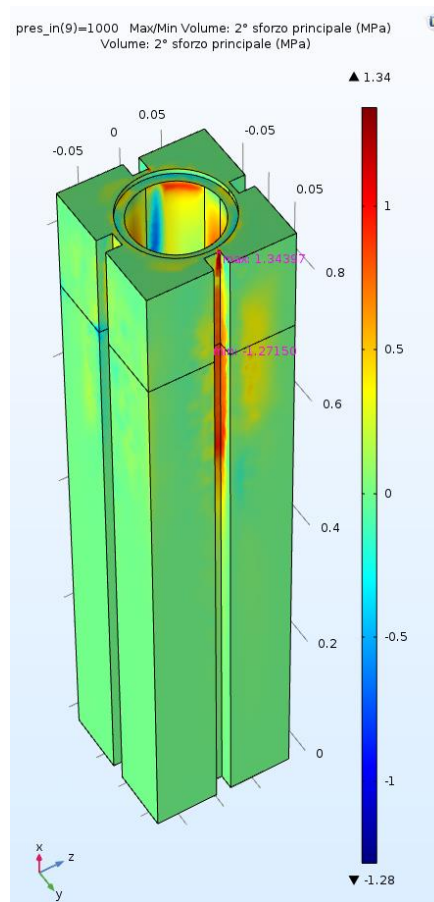
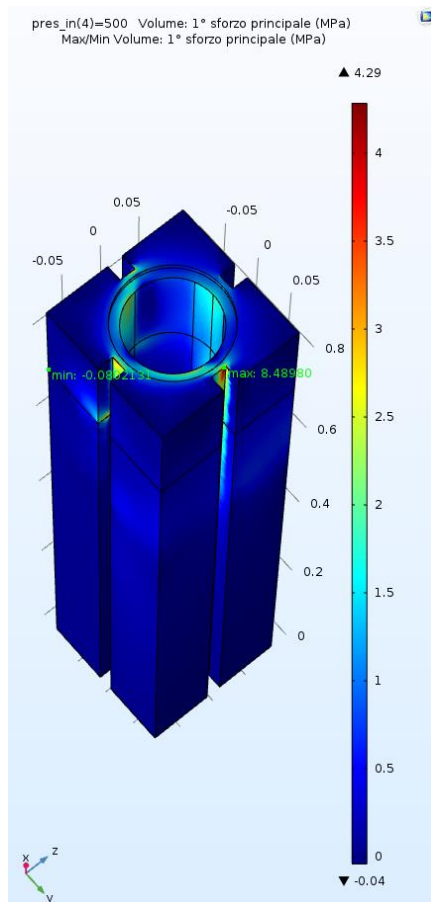


Figura 136

4-side brick



Applicazione del criterio di Rankine-Navier

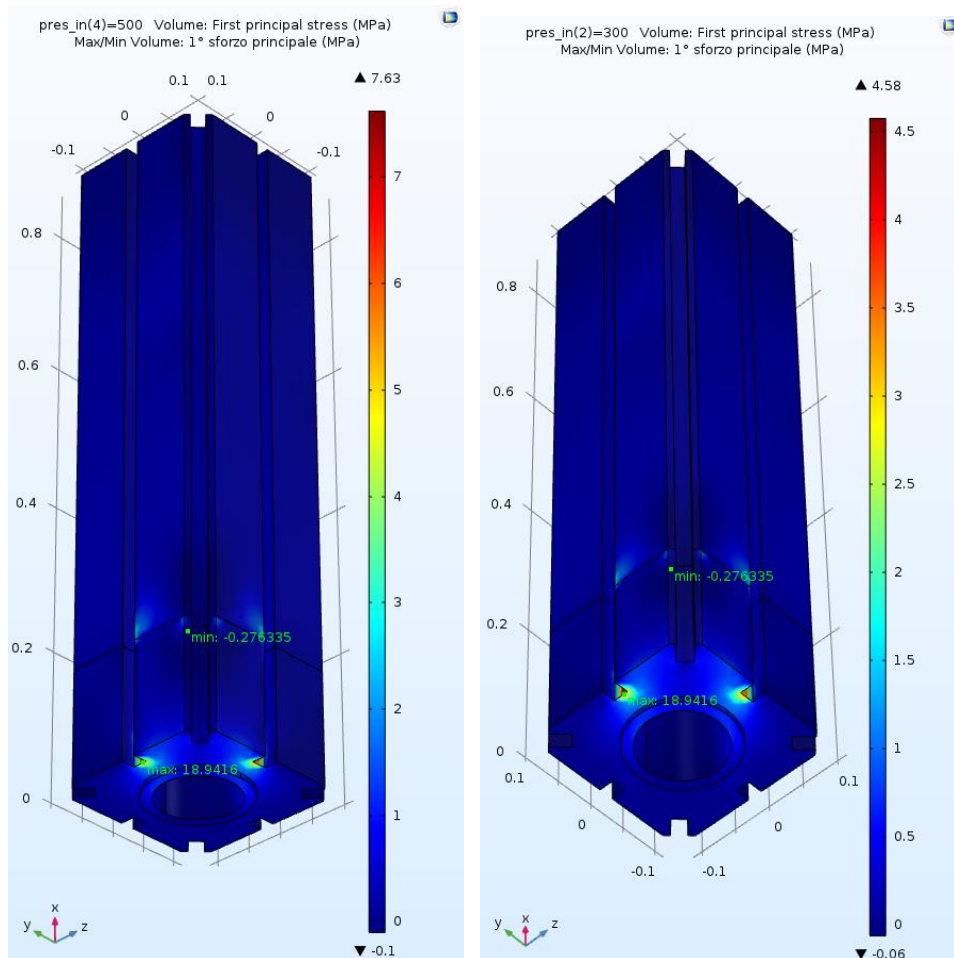
$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 8,49; 0,63 \times |-5,64| \}$$

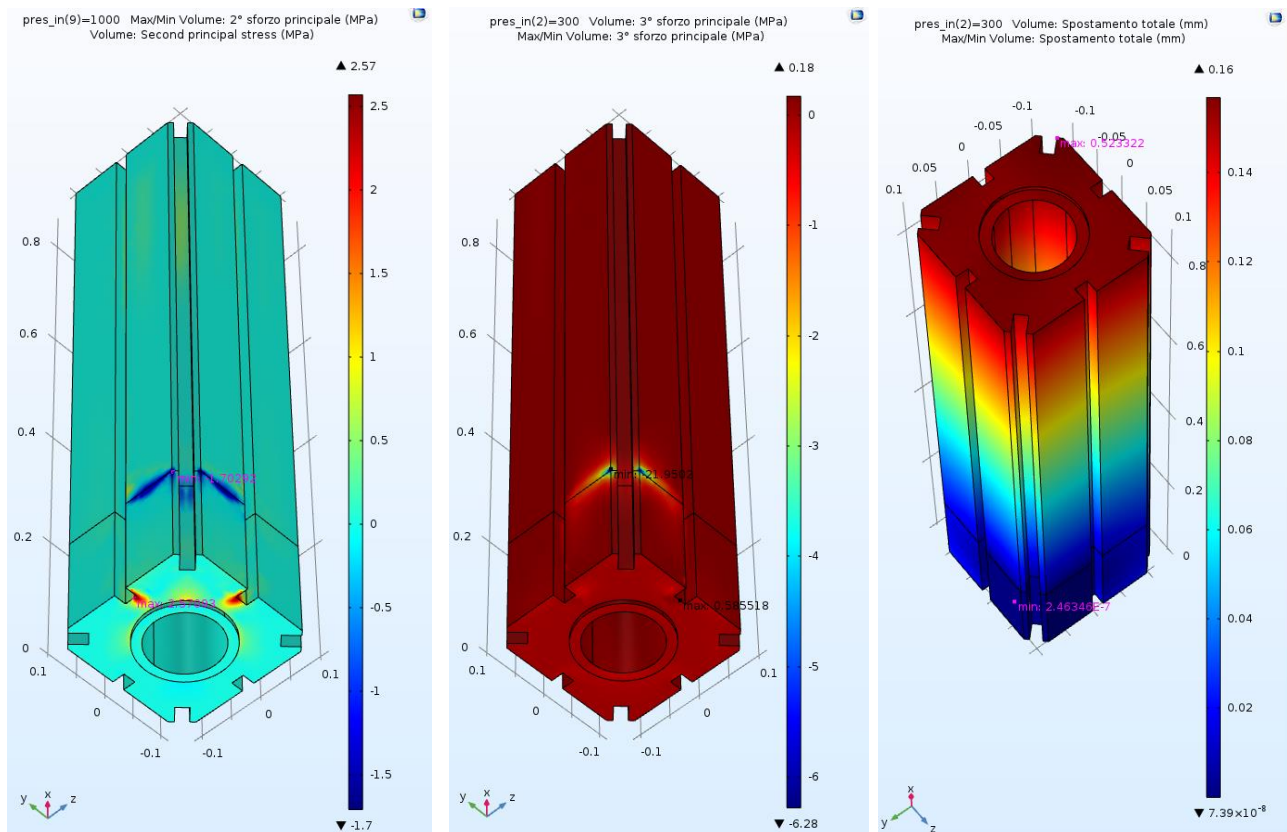
$$\sigma_e = 8,49 \text{ MPa} < \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa}$$

Commenti

Anche in questo caso il 1° sforzo principale, per una pressione delle ganasce di 1000 kPa, si avvicina al valore della tensione ammissibile: valgono quindi le stesse considerazioni del caso 2 e del caso 3 relativamente al metodo di estrazione. La distribuzione del 1° sforzo principale riportata, si riferisce al caso di $p = 500 \text{ kPa}$ per il quale lo sforzo principale praticamente si dimezza. Vi è un lieve incremento (nell'ordine di 10^{-2} mm) dello spostamento massimo rispetto ai casi considerati in precedenza. Anche in questo caso gli sforzi maggiori si concentrano in zone molto piccole localizzate negli angoli delle cave delle chiavette, in particolare in quelle corrispondenti all'azione delle ganasce del dispositivo di sollevamento, alla quota tra la zona vincolata e la zona libera. Lo sforzo massimo di compressione si ha nella medesima cava ma nell'angolo adiacente.

8-side brick





Applicazione del criterio di Rankine-Navier

$$\sigma_e = \max \{ \sigma_I ; r |\sigma_{III}| \} = \max \{ 18,94 ; 0,63x|-21,95| \}$$



$$\sigma_e = 18,94 \text{ MPa} > \sigma_{amm} = 10,5 \text{ MPa} \text{ (NON VERIFICATO!)}$$

Commenti

In questo caso, pur sempre teorico, in corrispondenza di una pressione sulle ganasce di 1000 kPa, la tensione equivalente, pari al 1° sforzo principale, eccede di circa l'80% la tensione ammissibile. Per valori di pressione inferiori, come quelli riportati sopra, per valori di p pari a 500 kPa (forza di estrazione 3,75 kN, ovvero carico di estrazione esercitabile dal ROV) il criterio di resistenza è ancora verificato. Anche lo spostamento massimo subisce un incremento di un ordine di grandezza, arrivando in corrispondenza di $p = 1000$ kPa a 0,52 mm. Gli sforzi massimi di trazione e compressione sono localizzati rispettivamente negli angoli delle cave adiacenti la zona che 'aderisce' (incastro) agli altri blocchi circostanti e sulla linea di separazione tra la zona aderente e la zona libera.

In linea di principio, qualora dovesse verificarsi una situazione di questo tipo, sarebbe necessario interrompere la procedura di estrazione ed iniziare ad estrarre i blocchi da un'altra zona.

Riepilogo risultati e commenti generali

Condizione di vincolo (si veda Tabella 40)	Tipologia di blocco	Tensione equivalente [MPa]	Localizzazione delle tensioni massime	Tensione ammissibile [MPa]
Nessuna (Caso 0)		6.48	Cave delle chiavette e zona di applicazione delle ganasce	$\sigma_{amm} = 10,5$
1		1.69	Contorno dell'area di applicazione delle ganasce e cave delle chiavette	
2		8.37	Cave delle chiavette	
3		9.44	Cave delle chiavette nella zona tra la parte libera e la parte vincolata	
4		8.49	Cave delle chiavette	
Nessuna (Caso 0)		2.58	Cave delle chiavette e zona di applicazione delle ganasce	
1		1.49	Contorno dell'area di applicazione delle ganasce e cave delle chiavette	
2		2.71	Cave delle chiavette	
3		6.17	Zona della superficie esterna vincolata	
4		18.94	Zona tra la parte vincolata e la parte libera	

A valle delle simulazioni emerge che, in linea di principio, i carichi compatibili con la capacità di sollevamento del ROV sono applicabili senza danneggiare il blocco di grafite. Spostandosi verso sistemi di sollevamento/estrazione di capacità maggiori (tipo power manipulator con mast telescopico), il carico di riferimento (p 1000kPa e F_{Lift} 7,5 kN) è in genere applicabile anche se in molti casi le tensioni massime nel blocco si avvicinano al valore della tensione ammissibile. Ferma restando l'incertezza sulle reali condizioni di interfaccia e le interazioni tra i blocchi di grafite emerge, dalle analisi effettuate, la necessità di approfondire l'aspetto riguardante la stima dei carichi effettivi che possono portare a fratturazione il componente, soprattutto a partire dai punti di accumulo delle tensioni, localizzati negli angoli delle cave delle chiavette. La zona di contatto tra le ganasce del dispositivo di presa e la superficie del canale assiale dei blocchi è sede di sforzi elevati: sarà dunque necessario in futuro

approfondire questa tematica al pari dello studio volto ad incrementare il coefficiente di attrito tra le ganasce e la grafite.

Un altro aspetto da approfondire che emerge a valle delle simulazioni preliminari è la necessità di rendere il carico applicato 'modulabile' in funzione della resistenza all'estrazione che si incontra. I blocchi a sezione quadrata, presentano in linea generale una resistenza inferiore rispetto ai blocchi a sezione ottagonale, a parità di carico applicato.

8 CONCLUSIONI E SVILUPPI FUTURI

8.1 Conclusioni

A valle dell'analisi dell'architettura del reattore della Centrale Nucleare di Latina e dopo una sistematica valutazione delle strategie in atto a livello internazionale sono stati analizzati in maniera critica le diverse possibilità di approccio allo smantellamento del reattore, giungendo alla conclusione che l'accesso dall'alto (approccio top down), previa rimozione parziale della cupola dello schermo biologico, sia la via preferenziale per l'accesso alla 'sfera' e agli internals del reattore. E' stato effettuato un assessment della grafite irraggiata, sulla base dei protocolli internazionali, al fine di stimarne le caratteristiche meccaniche non misurate. Tale valutazione è stata condotta utilizzando un approccio conservativo in quanto i dati disponibili erano insufficienti ad una caratterizzazione completa; in particolare non essendo disponibili dati quali la tensione di rottura e il modulo di Young a trazione non è stato possibile verificare la bontà di tali stime se non attraverso il confronto con i dati reperiti in letteratura. Si è provveduto comunque ad elaborare il basic design di un attrezzo di presa per il recupero dei blocchi di grafite, che agisce per attrito mediante ganasce retrattili agenti sulla parete interna del canale assiale dei blocchi forati (~65% dei blocchi costituenti nocciolo). Sono state effettuate simulazioni mediante codice di calcolo agli elementi finiti per verificare la fattibilità del metodo e l'inviluppo di lavoro dell'attrezzatura di presa e di sollevamento.

Il presente lavoro ha permesso di conseguire essenzialmente i seguenti obiettivi:

- La verifica della fattibilità tecnica della rimozione dei blocchi di grafite dal nocciolo interi
- Il basic design del tool di presa dei blocchi
- Un riordino sistematico delle informazioni inerenti l'impianto nello stato attuale ed in particolare riguardanti la grafite irraggiata, siano esse il risultato di precedenti misure di caratterizzazione che di valutazioni indirette circa lo stato del materiale all'interno del reattore
- La raccolta e il vaglio sistematico della letteratura scientifica e tecnica internazionale, che ha portato all'individuazione degli stakeholder di riferimento a livello nazionale e mondiale nella ricerca e nelle tecnologie.

8.2 Sviluppi futuri

Il presente lavoro non può ovviamente essere esaustivo, data la vastità e la complessità dell'argomento, tuttavia esso si configura come una base di consultazione per tutta una serie di sviluppi futuri necessari all'elaborazione della sequenza operativa finale di smantellamento del reattore. Poiché le tematiche trattate sono multidisciplinari e variabili nel tempo, si pensi ad esempio alle modalità di trattamento della grafite irraggiata, gli sviluppi saranno ad ampio spettro e riguarderanno essenzialmente:

- a) ulteriori affinamenti del modello considerando ad esempio gli effetti indotti dalle variazioni dimensionali dei blocchi (tensioni interne dovute a contatti tra i blocchi), considerando altre condizioni al contorno e combinazioni di carico, in relazione ad esempio a modifiche dei parametri di progetto del dispositivo di presa; anche utilizzando altri codici di calcolo

- b) lo studio e la messa a punto di metodologie di indagine volte a misurare le variazioni delle dimensioni dei blocchi negli unici punti accessibili del reattore, ovvero nei canali assiali ed interstiziali, contestualmente alla pianificazione di una nuova campagna di prove utilizzando i campioni disponibili irraggiati o quelli di futura estrazione; sviluppo di appositi dispositivi di prelievo nel caso di una nuova campagna di campionamento, sia per carotaggio dei blocchi sia per il recupero dei campioni di progetto giacenti nei relativi canali
- c) La stesura di specifiche tecniche per completare la caratterizzazione meccanica della grafite irraggiata: esecuzione di prove a trazione e prova 'brasiliana' ed eventuale allestimento del laboratorio di prova sul materiale irraggiato
- d) Indagini inerenti la meccanica della frattura dei blocchi, attraverso prove volte a misurare i fattori di intensificazione degli sforzi considerando che la grafite PGA è un materiale trasversalmente isotropo
- e) Utilizzo o sviluppo di codici di calcolo basati su modelli avanzati di danneggiamento della grafite da neutroni veloci (ad esempio quelli sviluppati dall' Università di Manchester)
- f) L'ottimizzazione del dispositivo di presa dei blocchi in particolare attraverso l'incremento del fattore d'attrito tra le ganasce e la grafite; la progettazione esecutiva e la realizzazione del prototipo
- g) L'esecuzione di un'indagine per la realizzazione di un mockup che riproduca una porzione del reticolo e nel contempo consenta di riprodurre le possibili azioni di contatto tra i blocchi su scala reale: il mockup verrebbe allestito utilizzando le scorte di blocchi di grafite non irraggiata presenti nel sito della Centrale di Latina
- h) Lo studio per valutare l'applicabilità delle tecniche di trattamento della grafite, attualmente allo studio o future, nel caso specifico della grafite del reattore di Latina, nonché i metodi di condizionamento e smaltimento finale.

9 BIBLIOGRAFIA

9.1 Norme e documenti di riferimento

9.1.1 Regole tecniche e norme Nazionali applicabili

- 1) Decreto Legislativo 230/95 – Attuazione delle direttive Euratom 80/836, 84/467, 84/466, 89/618, 90/641 e 92/3 in materia di radiazioni ionizzanti.
- 2) Decreto Legislativo 241/00 – Attuazione della direttiva Euratom 96/26 in materia di protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori contro i rischi derivanti dalle radiazioni ionizzanti
- 3) Decreto Legislativo 15 febbraio 2010, n. 31 - *Disciplina della localizzazione, della realizzazione e dell'esercizio nel territorio nazionale di impianti di produzione di energia elettrica nucleare, di impianti di fabbricazione del combustibile nucleare, dei sistemi di stoccaggio del combustibile irraggiato e dei rifiuti radioattivi, nonché misure compensative e campagne informative al pubblico*, a norma dell'articolo 25 della legge 23 luglio 2009, n. 99
- 4) DIRETTIVA 2011/70/EURATOM DEL CONSIGLIO del 19 luglio 2011 che istituisce un quadro comunitario per la gestione responsabile e sicura del combustibile nucleare esaurito e dei rifiuti radioattivi.
- 5) Decreto Legislativo 4 marzo 2014, n. 45 - Attuazione della direttiva 2011/70/EURATOM, che istituisce un quadro comunitario per la gestione responsabile e sicura del combustibile nucleare esaurito e dei rifiuti radioattivi.
- 6) Decreto del Ministero dell'Ambiente e della Tutela del Territorio e del Mare del 7 agosto 2015 - Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell'articolo 5 del decreto legislativo 4 marzo 2014, n. 45.
- 7) ENEA-DISP – Guida Tecnica N. 26. - Gestione dei rifiuti radioattivi, 1987
- 8) UNI 7267-1:1989 - Energia nucleare e radiazioni ionizzanti – Termini e definizioni di carattere generale
- 9) UNI 9498-8 “Disattivazione di impianti nucleari - Requisiti di un deposito temporaneo per materiali di risulta e rifiuti radioattivi derivanti da esercizio e smantellamento”.
- 10) UNI 9498-1 “Disattivazione di impianti nucleari – Criteri generali”.
- 11) UNI 11196 - Manufatti di rifiuti radioattivi condizionati - Contenitori per il deposito finale di manufatti appartenenti alla Categoria 2
- 12) UNI 10621 - Manufatti di rifiuti radioattivi condizionati - Caratterizzazione
- 13) Inventario Nazionale Rifiuti Radioattivi, Banca Dati ISPRA, 2007
- 14) CNEN – Guida Tecnica N. 2.
- 15) CNEN – Guida Tecnica N. 4.
- 16)

9.1.2 Regole tecniche e norme Internazionali applicabili

- 17) IAEA Safety Standards - General Safety Guide No. GSG-1 “Classification of Radioactive Waste, 2009

- 18)IAEA Safety Standards - Specific Safety Requirements No. SSR-5 “Disposal of Radioactive Waste, 2011
- 19)IAEA Safety Standards - No. TS-R-1 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2009
- 20)IAEA Safety Standards No. TS-G-1.1 - Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”, 2002
- 21)US NRC Regulatory Guide 1.26 - Quality group classification an standards for water- , steam- and radioactive-waste-containing components of nuclear power plants
- 22)ISO 17874-1:2010 - Remote handling devices for radioactive materials - Part 1: General requirements
- 23)ISO 17874-3:2011 - Remote handling devices for radioactive materials -- Part 3: Electrical master-slave manipulators
- 24)ISO 17874-4:2006 - Remote handling devices for radioactive materials -- Part 4: Power manipulators
- 25)ISO 16290:2013 - Space systems - Definition of the Technology Readiness Levels (TRLs) and their criteria of assessment
- 26)ASTM C 749 – 92 (Reapproved 2002) - Standard Test Method for Tensile Stress-Strain of Carbon and Graphite
- 27)ASTM C 695 – 91 (Reapproved 2000) - Standard Test Method for Compressive Strength of Carbon and Graphite
- 28)ASTM C 781 – 02 - Standard Practice for Testing Graphite and Boronated Graphite Components for High-Temperature Gas-Cooled Nuclear Reactors, 2014

9.1.3 Documenti di riferimento SOGIN / ENEL

- [Rif.1] SOGIN LT RE 00006 Rev.00 - Relazione di sintesi sulla storia operativa del reattore
- [Rif.2] ENEL – Centrale Elettronucleare di Latina - Doc. 824.211.630 - Rapporto Intermedio di Sicurezza,1964 Vol. 1
- [Rif.3] ENEL – Centrale Elettronucleare di Latina - Doc. 824.211.630 - Rapporto Intermedio di Sicurezza,1964 Vol. 2
- [Rif.4] ENEL – Centrale Elettronucleare di Latina - Doc. 824.211.630 - Rapporto Intermedio di Sicurezza,1964 Vol. 3
- [Rif.5] ENEL – Centrale Elettronucleare di Latina - Doc. 824.211.630 - Rapporto Intermedio di Sicurezza,1964 Vol. 4
- [Rif.6] ENEL – Centrale Elettronucleare di Latina - Doc. 824.211.630 - Rapporto Intermedio di Sicurezza,1964 DISEGNI
- [Rif.7] ENEL - Rapporto CISE 6569/Rev.1 – Disattivazione Latina: Inventario Radioattività Residua Dovuta all'Attivazione Neutronica, Maggio 1993.
- [Rif.8] SOGIN LT RE 00007 - Relazione di sintesi sulle caratteristiche costruttive e strutturali dell'edificio reattore
- [Rif.9] SOGIN LT RE 00008 - Relazione di sintesi sulle caratteristiche costruttive e strutturali dello schermo biologico
- [Rif.10] SOGIN LT G 0006 – Impianto di Latina Disattivazione Accelerata Vol. II 'Stato dell'Impianto'
- [Rif.11] SOGIN LT GR 0070 – Prove fisico-meccaniche su campioni di grafite irraggiata
- [Rif.12] SOGIN LT GR 0063 – VKTA_Rapporto finale caratterizzazione radiologica
- [Rif.13] SOGIN LT GR 0063 – VKTA_Rapporto finale caratterizzazione radiologica_INTEGRAZIONE
- [Rif.14] SOGIN LT RE 00010 - Relazione di sintesi sulle caratteristiche costruttive e strutturali del nocciolo

9.2 Letteratura scientifica e tecnica

- [1] David E. Shropshire, *Lessons Learned from Gen I Carbon Dioxide Cooled Reactors* - ICONE12-49380, Proceedings of ICONE 12: Twelfth International Conference on Nuclear Engineering April 25-29, 2004 Arlington, Virginia
- [2] S. Fujii, M. Shirakawa, T. Murakami – *Study on Efficient Methods for Removal and Treatment of Graphite Blocks in a Gas Cooled Reactor*, IAEA, Proceedings of Technical Committee Meeting held in Manchester, United Kingdom, October 1999
- [3] S. E. Jensen, E. Nonbol, *Description of the Magnox Type of Gas Cooled Reactor (MAGNOX)* - Nordic nuclear safety research, NKS-2 ISBN 87-7893-050-2, Denmark, 1998
- [4] B. J. Marsden, *Graphite Technology Course*, University of Manchester (<https://www.nrc.gov/docs/ML0120/ML012080125.pdf>)

- [5] AA.VV., IAEA-TECDOC-1154, *Irradiation Damage in Graphite Due to Fast Neutrons in Fission and Fusion systems*, IAEA, 2000
- [6] B. J. Marsden, *Irradiation Damage in Graphite*, IAEA-TECDOC-901, pag.17-47, Proceedings of a specialists meeting held in Bath, United Kingdom, 24-27 September 1995
- [7] M. W. Davies, *Graphite Core Design in UK Reactors*, IAEA-TECDOC-901, pag.47-56, Proceedings of a specialists meeting held in Bath, United Kingdom, 24-27 September 1995
- [8] J. Standing, *Calculation of the Graphite Weight-loss in Civil Magnox and Advanced Gas-cooled Reactors*, Journal of Nuclear Energy, Part A and B, 1966 Vol.20 pp.201-217
- [9] Julie Chapman, *Testing of Small Graphite Samples for Nuclear Qualification*, Idaho National Laboratory - Next Generation Nuclear Plant - Idaho Falls, Idaho 83415, November 2010
- [10] AA.VV., IAEA-TECDOC-1521 *Characterization, Treatment and Conditioning of Radioactive Graphite from Decommissioning of Nuclear Reactors*, Vienna, 2006
- [11] B. J. Marsden, M. Haverty, W. Bodel, G. N. Hall, A. N. Jones, P. M. Mummery M. Treifi, *Dimensional change, irradiation creep and thermal/mechanical property changes in nuclear graphite*, International Materials Reviews, 61:3, 155-182, 2016
- [12] W. Bodel, *The Relationship Between Microstructure and Young's Modulus of Nuclear Graphite*, MPhys Thesis, School of Mechanical, Aerospace and Civil Engineering, The University of Manchester, 2012
- [13] W. L. Greenstreet – *Mechanical Properties of Artificial Graphites – A survey report*, OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY Oak Ridge-Tennessee, operated by UNION CARBIDE CORPORATION for the U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION, DECEMBER 1968
- [14] A. J. Wickham, E. A. T. Bowden, B. Leach, P. J. C. Loney, *ASSESSMENT OF THE GRAPHITE-MONITORING DATA FOR SIZEWELL REACTOR 2 TO 1986*, Central Electricity Generating Board Technology Planning and Research Division Berkeley Nuclear Laboratories-Berkeley, Gloucestershire, UK 1986
- [15] R. J. Price, *STRENGTH OF IRRADIATED GRAPHITE: A REVIEW*, General Atomic Company, 1979, (work supported by US DOE)
- [16] M.P. Metcalfe, J. F. B. Payne, P. Dodd, K. Swallow, *Assessment of the 1996 Graphite Monitoring Data from Oldbury Reactor 2*, Magnox Electric, Berkeley, Gloucester UK, 1997
- [17] P. C. Minshall, C. W. Mowforth, G. H. Bannister, T. M. Sowerbutts, K. Swallow, *Assessment of the 1994 Graphite-Monitoring Data from Oldbury Reactor 2 and their Implementation in Fault-Study Codes*, Nuclear Electric, Technology Centre, Berkeley, Gloucestershire, UK 1995
- [18] P. C. Minshall, I.A. Sadler, A. J. Wickham, *Radiolytic Graphite Oxidation Revisited*, IAEA-TECDOC-901, pag. 181-191, Nuclear Electric plc, Berkeley Technology Centre, Berkeley, Gloucestershire, UK
- [19] AA.VV., *Retrieval and Conditioning of solid Radioactive Waste from Old Facilities*, TECHNICAL REPORTS SERIES No. 456, IAEA Vienna 2007
- [20] Alan Wareing, Liam Abrahamsen, Anthony Banford and Martin Metcalfe (NNL), *Synthesis of CARBOWASTE Work Package Findings*, 2013
- [21] R.E. Nightingale, *Nuclear Graphite*, Academic Press, New York and London, 1962

- [22]G. Holt, *The Decommissioning of Commercial Magnox Gas Cooled Reactor Power Stations in the United Kingdom*, Magnox Electric pic, Berkeley Centre, Berkeley, Gloucestershire, United Kingdom
- [23]*Radiological Characterisation Experience with Magnox Reactors*, MAGNOX Limited
- [24]NDA, *Site Restoration Magnox Reactor Dismantling Timing and Sequencing Strategy (Gate 0)*, December 2014
- [25]M. Mostafavi¹, M.J.J. Schmidt, B.J. Marsden, T.J. Marrow, *Fracture behaviour of an anisotropic polygranular graphite (PGA)*, Materials Science and Engineering A, Volume 558, 15 December 2012, Pages 265-277
- [26]D. K.L. Tsang, B. J. Marsden, *Constitutive material model for the prediction of stresses in irradiated anisotropic graphite components*, Journal of Nuclear Materials 381 (2008) 129–136, Elsevier
- [27]D. K.L. Tsang, B. J. Marsden, *The development of a stress analysis code for nuclear graphite components in gas-cooled reactors*, Journal of Nuclear Materials 350 (2006) 208–220, Elsevier
- [28]Marsden, B.J. and Wilkes, M.A., *The Effect of Irradiation Damage and Radiolytic Oxidation on Pile Grade A Graphite*, AEA Technology Report No. AEA/16423596/R/01, April 1998
- [29]C. D. Elcoate, J. F. B. Payne, *Pile Grade A Graphite - Constitutive Modelling*, BNFL Magnox Generation, Magnox Electric plc, Berkeley Centre, Berkeley, Gloucestershire, UK, 2001

9.2.1 Gestione della grafite irradiata: condizionamento, trattamento e smaltimento

- [30]EPRI – SOGIN “*Decommissioning Technology Program*” – 2010
- [31]Werner von Lensa, Corrado Rizzato, Natalia A. Girke, Hans- Jürgen Steinmetz (JULICH), *Development of Technologies and Management Options for Irradiated Graphite and Carbonaceous Waste*, AtomEco 2013 (Moscow)
- [32]Howard Stevens (Studsvik), Gerard Laurent (EdF), *Treatment of Irradiated Graphite from French Bugey Reactor*, ICEM2013-96167
- [33]EPRI, *Graphite Decommissioning, Options for Graphite Treatment, Recycling, or Disposal, including a discussion of Safety-Related Issues*, Technacal Report, 2006
- [34]EPRI, *Graphite Leaching - A Review of International Aqueous Leaching Data with Particular Reference to the Decommissioning of Graphite Moderated Reactors*, Final Report, May 2008
- [35]C. Rizzato, W. von Lensa, D. Vulpius, K. Baginski, C. Fischer, *Thermal Treatments of Irradiated Graphite*, Joint Workshop IAEA/Carbowaste – Lithuania 2013
- [36]AA. VV., *Overview of collected data on radionuclides in French graphite waste: Application to graphite treatment studies*, Carbowaste WP3/WP4 meeting – Romania – February 8-10 2012
- [37]ANDRA, *National Inventory of Radioactive Materials and Waste - Synthesis Report*, 2009
- [38]O.Ozanam - ANDRA, *Current status and future objectives for graphite and radium-bearing waste disposal studies in France*, IAEA TECDOC-1647, 2006
- [39]NDA - *Strategy effective from april 2011*
- [40]NDA, *Higher Activity Waste Strategic Position Paper on the Management of Waste Graphite*, January 2014

- [41] Lorraine McDermott, *Characterisation and Chemical Treatment of Irradiated UK Graphite Waste*, PhD Thesis, University of Manchester, 2011
- [42] IAEA, *Progress in Radioactive Graphite Waste Management*, IAEA-TECDOC-1647, 2010
- [43] Wareing, A.S., Abrahamsen, L., Jarvis, R.B. and Metcalfe, M. (2013). *MCDA Assessments*. Carbowaste-1303-D-1.5.3
- [44] NDA Report. *Radioactive Wastes in the UK: A Summary of the 2010 Inventory*, 2010
- [45] ANDRA, *Graphite waste management options in France*, Carbowaste/IAEA meeting - March 13 2013, Lithuania
- [46] A.J. Wickham, Z. Drace, *Treatment of Irradiated Graphite to meet Acceptance Criteria for Waste Disposal: A New IAEA Collaborative Research Program - 12443 - WM2012 Conference*, February 26 – March 1, 2012, Phoenix, Arizona, USA
- [47] Guioy J.-J., *Graphite Waste Incineration in a Fluidized Bed*; Proc. of a Specialists' Meeting 'Graphite Moderator Lifecycle Behaviour', Bath UK, September 1995; IAEA-TECDOC-901, 1996
- [48] OECD/IAEA, *Decommissioning of Nuclear Electric's Gas Cooled Reactors: The Development of a New Strategy*, S C Gordelier, OECD/IAEA International Seminar, Paris, October 1991
- [49] S. Nair, *A Model for Global Dispersion of C-14 Released to the Atmosphere as CO₂*; J. Soc. Radiological Protection, **3**, 1983, 16-22
- [50] White I.F., Smith G.M., Saunders L., Kaye C.J., Martin T.J., Clarke G.H. and Wakerley M.W.; *Assessment of Management Modes for Graphite from Reactor Decommissioning* - Commission of the European Communities Report EUR-9232, 1984
- [51] Neighbour G.B., Wickham A.J. and Hacker P., *Determining the Future for Irradiated Graphite Disposal*; Nuclear Energy, **39**, 2000, 179-186
- [52] Bradbury D. and Mason B., *Program on Technology Innovation: Graphite Waste Separation*; EPRI, Palo Alto, CA: 2008, 1016098
- [53] Bradbury D. and Wickham A.J., *Graphite Leaching: A Review of International Aqueous Leaching Data with Particular Reference to the Decommissioning of Graphite-Moderated Reactors*; EPRI, Palo Alto, CA: 2008, 1016772
- [54] Wickham A.J., *Carbon-14 in Irradiated Graphite Waste*; EPRI, Palo Alto CA:2010, 1021109
- [55] Wickham A.J., *Chlorine-36 and Tritium in Irradiated Graphite Waste*; EPRI report (in preparation)
- [56] NDA, *Higher Activity Waste - The Long-term Management of Reactor Core Graphite Waste Credible Options (Gate A)*, September 2013
- [57] NDA, *The 2010 UK Radioactive Waste Inventory: Main Report*, February 2011
- [58] Wickham A.J. and Rahmani L., *Graphite Dust Explosibility in Decommissioning: A demonstration of Minimal Risk*; in 'Progress in Radioactive Graphite Waste Management', IAEA-TECDOC-1947, 2010
- [59] Bradbury D. and Wickham A.J., *Graphite Decommissioning: Options for Graphite Treatment, Recycling or Disposal, including a Discussion of Safety- Related Issues*; EPRI, Palo Alto, CA: 2006, 1013091
- [60] Bradbury D. and Wickham A.J., *Graphite Dust Deflagration: A Review of International Data with Particular Reference to the Decommissioning of Graphite Moderated Reactors*; EPRI, Palo Alto CA: 2007, 1014797

- [61]Bradbury D. and Wickham A.J., *Graphite Dust Deflagration: Ignition and Flame Propagation Data – Supplement to EPRI Technical Report 1014797*; EPRI, Palo Alto CA: 2007, 1015460
- [62]M. Wise, Graphite Reactor Decommissioning, Head, Technical Services Group, UKAEA
- [63]D.J. Potter, R.B. Jarvis, A.W. Banford, L. Cordingley, and M. Grave, *Selection of Retrieval Techniques for Irradiated Graphite during Reactor Decommissioning*, WM2011 Conference, February 27 - March 3, 2011, Phoenix, AZ
- [64]IAEA, Graphite Moderator Lifecycle Behaviour; IAEA-TECDOC-901, 1996
- [65]IAEA, Proceedings of Technical Committee Meeting: Nuclear Graphite Waste Management, IAEA-NGWM/CD 01-00120, 1999
- [66]R. Bratton, T. Burchell, *NGNP Graphite Testing and Qualification Specimen Selection Strategy* - Idaho National Laboratory, INL/EXT-05-00269, 2005

9.3 Testi generali di riferimento

- [67]CNEN RT/ING(74)25– M.Cumo, D.Pitimada - *Elementi di impianti nucleari*, 1974
- [68]Glasstone & Sesonke, *Nuclear Reactor Engineering* - Springer, 1963
- [69]L.Bruzzi, G.Cicognani, G.Dominici, *Il Ciclo del Combustibile dei Reattori Nucleari* - Piatgora Editrice Bologna, 1992
- [70]C. R. Bayliss, K. E Langley, *Nuclear decommissioning, waste management, and environmental site remediation* - Elsevier Butterworth-Heinemann 2003
- [71]M. Cumo, *Experiences and Techniques in the Decommissioning of Old Nuclear Power Plants* - Lectures given at the Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors: Physics, Design and Safety Trieste, 25 February – 28 March 2002
- [72]L. Cecille, *Radioactive Waste Management and Disposal* - ELSEVIER APPLIED SCIENCE 1991, ISBN 1-85166-657-5
- [73]AA.VV., Edited by D.G. Cacuci, *Handbook of Nuclear Engineering - Volume V Fuel Cycles, Decommissioning, Waste Disposal and Safeguards*, Springer 2010
- [74]IAEA, *Nuclear Power Reactors in the World*, REFERENCE DATA SERIES No. 2, 2012 Edition
- [75]COMSOL 5.0, *Structural Mechanics Module User's Guide*, October 2014
- [76]www.comsol.com

9.4 Smantellamento vessel ed internals, remote handling

- [77]*Decommissioning and dismantlement of the Stade nuclear power plant – from nuclear power plant to green fields*, www.eon-kernkraft.com
- [78]Stéphane Lelong, *The Decommissioning of EDF nuclear power plants - The example of Chooz A*, IAEA, Chooz, 23rd March 2011
- [79]<http://www.yankeerowe.com/index.html>
- [80]*Chooz A RPV Dismantling scenario*, EDF 2007
- [81]A. Loeb, L.Kemp, *Decommissioning of the reactor pressure vessel and its peripheral facilities of the KKS Nuclear Power Plant in Stade, Germany*, Siempelkamp NIS GmbH, E.ON Kernkraft GmbH, WM2011 Conference, February 27 – March 3, 2011, Phoenix, AZ

- [82] E. H. Perrott, NUKEM Limited, *Early WAGR Decommissioning Work*, Presentation to Brookhaven Workshop 9th and 10th May 2007
- [83] C. Halliwell, Sellafield Ltd, *The Windscale Advanced Gas Cooled Reactor (WAGR) Decommissioning Project, A Close Out Report for WAGR Decommissioning Campaigns 1 to 10*, WM2012 Conference, February 26 – March 1, 2012, Phoenix, Arizona, USA
- [84] P. Mann, *Lessons from Windscale's Nuclear Legacy*, Ingenia Issue 48, September 2011
- [85] www.kkw-gundremmingen.de
- [86] R. Borchardt, *Dismantling of the Reactors on the Greifswald Nuclear Power Plant (KGR) Site*, EWN-Energiewerke Nord GmbH
- [87] AA.VV., *The EWN dismantling operations and related techniques, Dismantling of the reactor pressure vessels*, EWN-Energiewerke Nord GmbH
- [88] AA.VV., *REMOTE HANDLING TECHNIQUES IN DECOMMISSIONING*, NEA-OECD, NEA/RWM/R(2011)2, September 2011
- [89] AA.VV., *R&D and Innovation Needs for Decommissioning of Nuclear Facilities*, OECD-NEA No. 7191, 2014
- [90] IAEA, *Methodology and Technology of Decommissioning Nuclear Facilities*, Technical Reports Series 267, 1986, ISBN:92-0-125286-2
- [91] IAEA, *State of the art technology for decontamination and dismantling of nuclear facilities* - Technical reports series No. 395, 1999
- [92] IAEA Technical Reports Series no. 402 - *Handling and processing of radioactive waste from nuclear applications* - Vienna: International Atomic Energy Agency, 2001

9.5 Altri riferimenti

- [93] G. Canzone, *"Dismantling of the graphite pile of Latina NPP: feasibility study for bricks' handling/removal equipment"*, presentazione nella sessione 'Latina NPP Decommissioning program' del 27 Ottobre 2016 del 17th Meeting of the Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD), OECD-NEA, Roma 25-27 Ottobre 2016
- [94] G. Canzone, R. Lo Frano, M. Sumini, F. Troiani, *"Dismantling of the graphite pile of Latina NPP: Characterization and handling/removal equipment for single brick or multi-bricks"*, Extended abstract in the Proceedings of 2nd Petrus-OPERA Conference on Radioactive Waste Management and Geological Disposal, TU Delft – The Netherlands, pp. 41-43
- [95] G. Canzone, R. Lo Frano, M. Sumini, F. Troiani, *"Dismantling of the graphite pile of Latina NPP: Characterization and handling/removal equipment for single brick or multi-bricks"*, Progress in Nuclear Energy 93 (2016) 146-154, 2016 Elsevier Ltd

10 APPENDICE

10.1 Decommissioning e smantellamento degli impianti nucleari

Il termine Decommissioning è usato oggi nella pratica corrente per identificare l'insieme delle fasi di DECLASSAMENTO, DECONTAMINAZIONE e SMANTELLAMENTO delle installazioni nucleari e di ripristino del sito con lo scopo di giungere alla:

- completa demolizione di un impianto nucleare
- rimozione di ogni vincolo dovuto alla presenza di materiali radioattivi
- restituzione del sito per altri usi

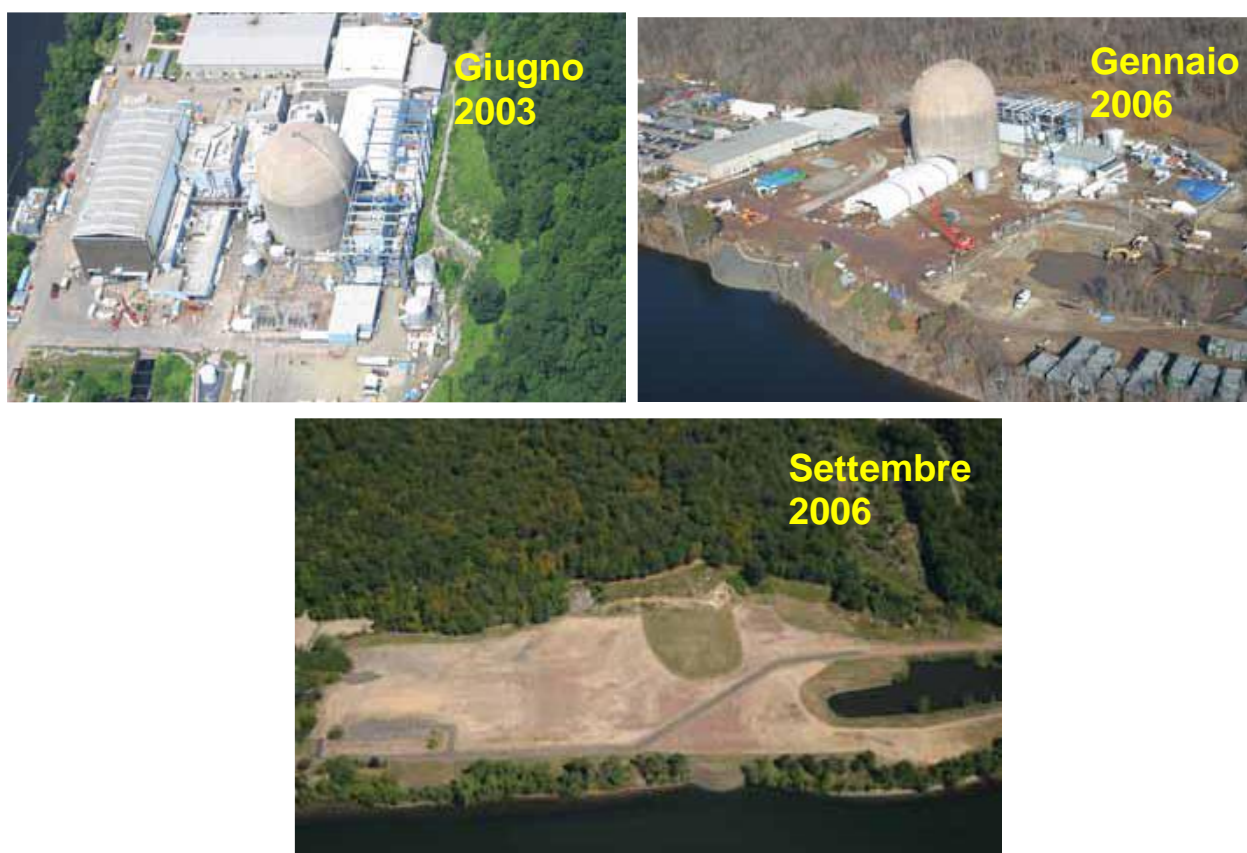


Figura 137 - Tre momenti del decommissioning della centrale nucleare Connecticut Yankee fino alla riduzione a 'prato verde'. La strategia seguita è quella dello smantellamento integrale immediato (FONTE: Connecticut Yankee Atomic Power Company).

Le fasi salienti del processo di decommissioning, applicabili a qualsiasi impianto nucleare (di potenza, di ricerca ed in larga parte anche agli impianti del ciclo del combustibile), indipendentemente dal tipo di reattore (PWR, BWR, GCR, CANDU, LFR, SFR etc.), sono:

- 1) **sistemazione del combustibile nucleare irraggiato** (invio al ritrattamento/riprocessamento o stoccaggio temporaneo in sito);
- 2) **trattamento, condizionamento e stoccaggio temporaneo** in sito dei rifiuti radioattivi accumulati in fase di esercizio

- 3) **caratterizzazione, decontaminazione e smantellamento** delle apparecchiature, degli impianti e degli edifici
- 4) **trattamento, condizionamento** e avvio al **deposito** (se radioattivi) o allo **smaltimento** per via ordinaria (se non radioattivi) dei materiali derivanti dalle operazioni di smantellamento
- 5) **caratterizzazione, riqualificazione e rilascio del sito per altri usi** con l'eliminazione di ogni vincolo derivante dalla presenza di radioattività.

Le attività di decommissioning si distribuiscono su un intervallo temporale che può andare da alcuni decenni fino a 200 anni in funzione della strategia che si prevede di adottare. In sede IAEA sono state proposte tre strategie:

- I. *Immediate dismantling*: Le attività di smantellamento iniziano subito dopo la cessazione dell'esercizio (shut down) o comunque a valle di un periodo di transizione necessario alla implementazione e alla preparazione della strategia di decommissioning e terminano con il rilascio del sito privo di vincoli radiologici (green field o brown field). I rifiuti radioattivi residui sono trattati, condizionati e mantenuti in un sito idoneo allo stoccaggio temporaneo o trasportati al sito di smaltimento definitivo. Questa strategia ha il vantaggio di disporre rapidamente del sito e di avvalersi dell'esperienza degli operatori che direttamente hanno esercito l'impianto.
- II. *Deferred dismantling* – Safestore: il decommissioning può essere ritardato a partire dalla cessazione dell'esercizio e può durare alcuni decenni; in questo periodo l'impianto viene posto in custodia protettiva passiva (safestore) e soggetto a sorveglianza per il mantenimento dei livelli di sicurezza prefissati. In questo intervallo di tempo si procede a ridurre e a circoscrivere il termine sorgente attraverso l'allontanamento del combustibile irraggiato e lo smantellamento di parti di impianto debolmente contaminate o convenzionali se non più utilizzate. L'edificio reattore in cui resta confinata la parte più significativa del termine sorgente viene posto in condizioni di sicurezza e mantenuto in questo stato per alcuni decenni. Il decadimento naturale riduce la quantità di materiali contaminati e radioattivi da trattare e smaltire nella fase finale dello smantellamento. Quest'ultimo aspetto rappresenta sicuramente un vantaggio di questa strategia che tuttavia comporta una serie di problemi come la perdita di personale qualificato con notevole conoscenza dell'impianto, indisponibilità del sito per un periodo di tempo prolungato e incertezze sui costi futuri di smaltimento dei rifiuti, di manutenzione, sicurezza e sorveglianza del sito

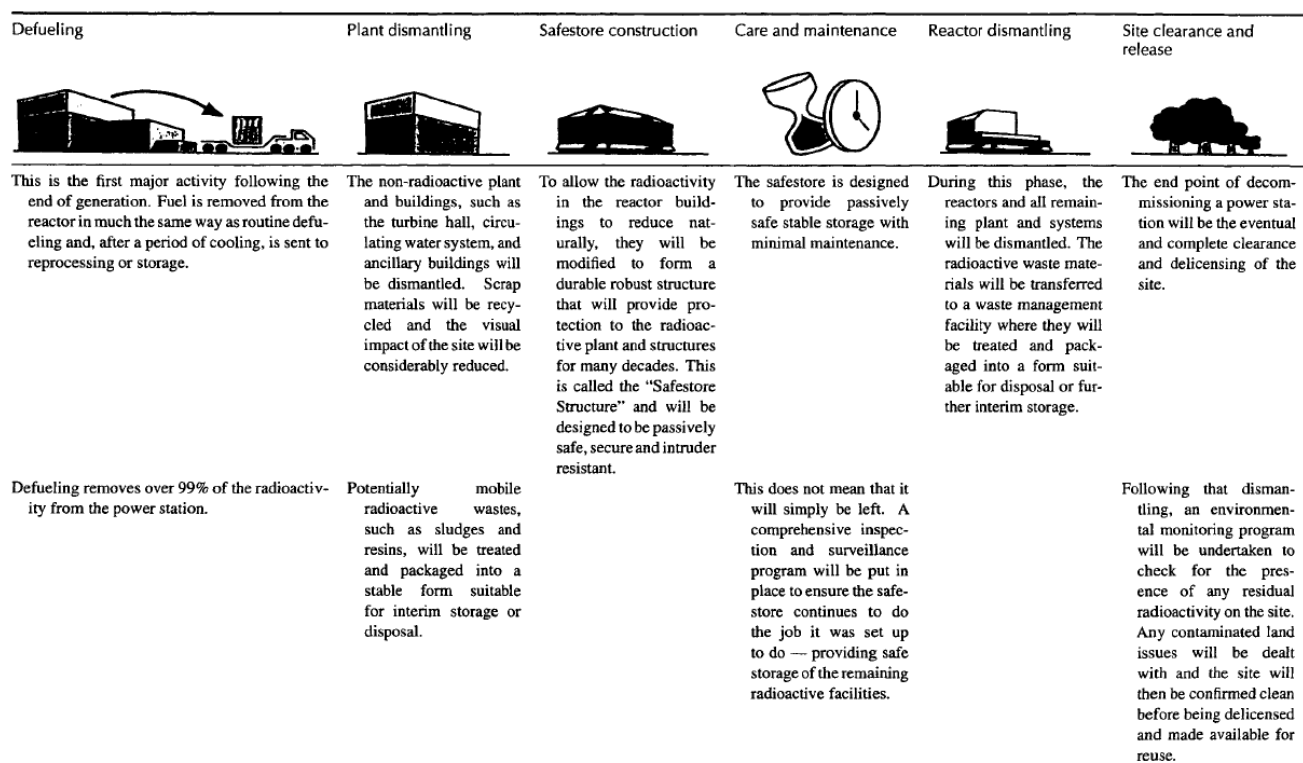


Figura 138 - Le fasi salienti della strategia di decommissioning di un impianto nucleare di potenza [70]

- III. Entombment: le strutture, i sistemi e i componenti radioattivi sono confinati in una struttura (generalmente l'edificio di contenimento del reattore appositamente adeguato). La struttura risultante è poi sottoposta a un programma di manutenzione e sorveglianza con criteri analoghi a quelli dei depositi di superficie o sub superficiali, ovvero dovrà essere conforme agli standard di sicurezza sviluppati dall'IAEA e svolgere la funzione d'isolamento radiologico dei rifiuti ivi stoccati dalla biosfera in tutte le fasi caratteristiche della sua vita 18).

Le strategie menzionate non sono tuttavia di rigida applicazione e possono essere combinate a seconda dei casi.

10.2 Principali caratteristiche dei reattori Magnox britannici

Nella tabella seguente sono riportate le principali caratteristiche dei reattori Magnox britannici, da cui è possibile evincere le differenze non solo con il reattore di Latina, comunque coevo, ma anche tra i reattori costruiti dal medesimo progettista nello stesso paese, il Regno Unito, in un arco temporale di circa 8 anni. A parte l'incremento delle prestazioni, le differenze sostanziali tra le prime e le ultime versioni dei reattori gas-grafite di I Gen hanno riguardato:

- la modalità di vincolo di interconnessione tra i blocchi di grafite del nocciolo, passata dall'innesto basale a 'coda di rondine' e distanziali alla soluzione delle chiavette radiali (Figura 139)
- la scomparsa del vessel sferico in favore di un recipiente in pressione in calcestruzzo armato compresso dotato di liner interno in acciaio
- l'eliminazione dei GdV installati all'esterno in favore del loro inglobamento all'interno del contenitore in calcestruzzo compresso

Di fatto, l'ultima versione del reattore Magnox del 1969 anticipa di fatto molte delle soluzioni adottate poi per gli AGR, ovvero i reattori gas-grafite della II Gen. Si ricorda infine che un elemento 'critico' che ha differenziato le 2 generazioni è la tipologia di grafite del moderatore: PGA anisotropa per la I Gen e Gilsocarbon isotropa per gli AGR.

Tabella 43 – [University of Manchester]

Station	Number of Reactors	Thermal Power	Number of Fuel Channels	Pressure Containment	Gas Pressure MN/m ²	T1 °C	T2 °C	Peripheral Restraint	Thermal Movement of Peripheral Bricks	Brick Location	Inter-brick Seals	Charge Pans	Construction Company	Criticality	Shut-down	Boilers inside pressure vessel
Calder Hall and Chapelcross	8	270	1696	Steel Cylindrical	0.69	145	340	Temperature compensated tie bars	As graphite	Butting ties	no	Supported on graphite	UKAEA	1956	2003 to 2005	no
Berkeley	2	556	3265	Steel Cylindrical	0.96	160	345	Temperature compensated tie bars	As graphite	Butting ties with zirconium pins	no	Supported on graphite	Associated Electric Industries John Thompson Nuclear Energy Co Ltd	1961	1988 - 1989	no
Bradwell	2	531	2624	Steel Spherical	1.01	180	390	Temperature compensated tie base with outer cage	As graphite	Butting ties with zirconium pins	no	Supported on graphite	The Nuclear Power Plant Co. Ltd	1961	2002	no
Hinkley Point A	2	954	4500	Steel Spherical	1.38	181	378	Temperature compensated tie base with doweled reflector	As graphite	Butting ties with zirconium pins	no	Supported on graphite	English Electric, Babcock and Wilcox, Taylor Woodrow Atomic Power Group	1965	2000	no
Hunterston A (Fuelled from underneath, Sleeved fuel)	2	535	3288	Steel Spherical	0.98	204	395	Temperature compensated tie bars and vertical restraints	As graphite	Radially keyed ties with cruciform keys	yes		GEC/Simon Carves Atomic Energy Group	1964	1990	no
Trawsfynydd	2	870	3740	Steel Spherical	1.76	202	392	Temperature compensated tie base with outer cage	As graphite	Radially keyed ties with cruciform keys	yes	Supported on graphite	Atomic Power Construction Ltd	1963	1993	no
Dungeness A	2	835	3932	Steel Spherical	1.97	250	410	Steel cage with puller rods attached to peripheral bricks	As steel	Radially keyed	yes	Suspended on control rod guide tube	The Nuclear Power Group	1964	2006	no
Sizewell A	2	948	3784	Steel Spherical	1.93	214	401	Steel rings doweled to graphite and radially keyed to restraint tank	As steel	Radially keyed	yes	suspended on stand pipes as composite control/charge facility	English Electric, Babcock and Wilcox, Taylor Woodrow Atomic Power Group	1966	2006	no
Oldbury	2	892	3308	Concrete Cylindrical	2.52	250	411	Steel rings hung from boiler shield wall with puller rods attached to peripheral bricks	As steel	Radially keyed	yes	Suspended on control rod guide tube	The Nuclear Power Group (TNPG)	1968	2010+	yes
Wylfa	2	1875	6156	Concrete Spherical	2.75	247	414	Temperature compensated tie bars	As graphite	Radially keyed	yes	Suspended on stand pipes as composite control/charge facility	English Electric, Babcock and Wilcox, Taylor Woodrow Atomic Power Group	1969	2010+	yes

In Figura 139 si riportano gli 'arrangement' dei reticoli di mattoni di grafite maggiormente utilizzati nei reattori di I Gen e alcuni esempi di noccioli in grafite in fase di montaggio (Figura 140).

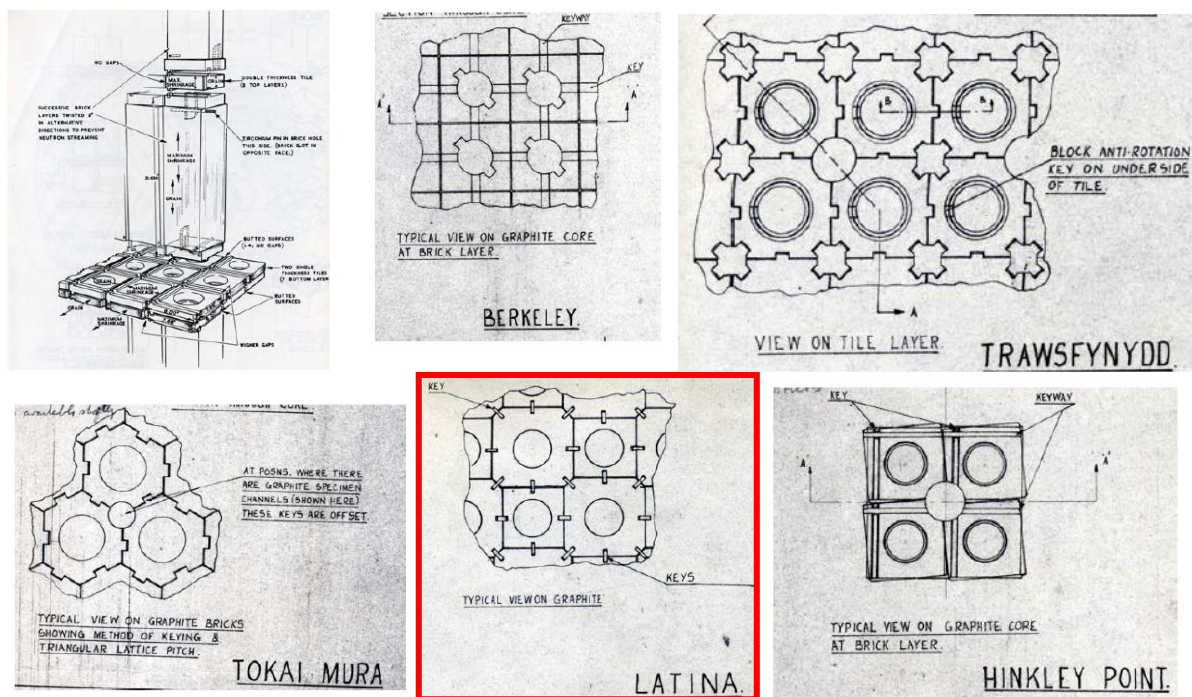


Figura 139 – [Fonte: University of Manchester].

a)



b)



Figura 140 - Reticolo del nocciolo dei reattori di Oldbury. I blocchi ed il sistema di vincolo 'full radially keyed' sono gli stessi del reattore di Latina, eccetto per la dimensione dei blocchi e dei canali (\varnothing 98,43mm), leggermente più piccoli e le colonne NON sfalsate. Da notare il gioco di montaggio tra i blocchi per compensarne la crescita trasversale (shrinkage) [Fonte a): <http://www.efn-uk.org/nuclear/reactors/> , b) <https://magnoxsites.com>].

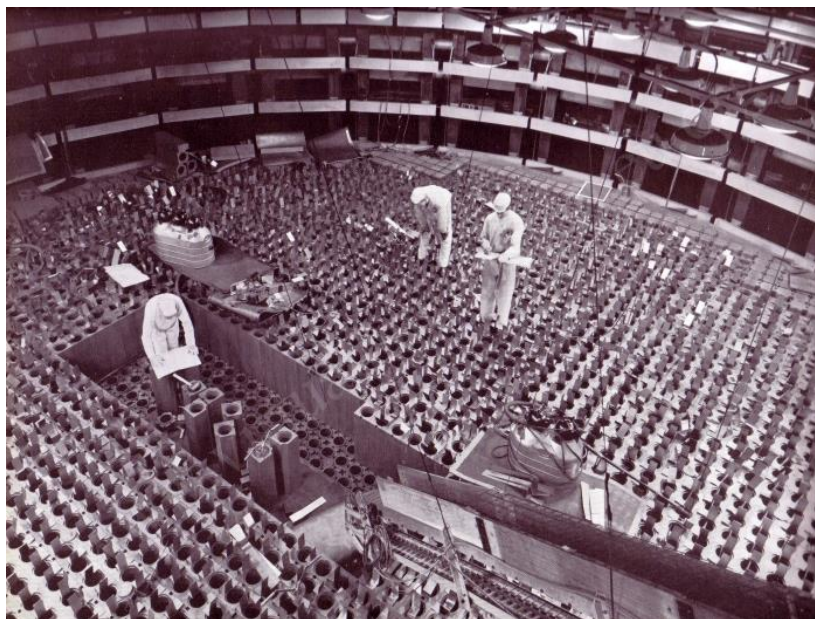


Figura 141 – Allestimento della pila di grafite del reattore Hunterston A: da notare il diverso sistema di vincolo dei blocchi con piastre e distanziali e senza colonne sfalsate [Fonte: http://hunta.hunterston.eu/graphite_laying.htm].

10.3 I criteri di gestione dei rifiuti radioattivi

Si riportano i principi basilari riguardanti la gestione dei rifiuti radioattivi, essi concorrono a formare la strategia globale che a sua volta può evolvere, ad esempio, con l'immissione sul mercato di una nuova tecnologia, la disponibilità di nuovi impianti, variazioni nelle Norme internazionali sullo smaltimento finale ed in particolare con l'evoluzione dei criteri di accettazione presso il deposito nazionale.

Minimizzazione e segregazione

Il principio della minimizzazione dei rifiuti è universalmente valido ma dovrebbe essere applicato solo nella misura in cui sia tecnicamente conveniente e praticamente giustificabile. Relativamente al principio di segregazione, è consigliabile suddividere i rifiuti in base all'attività e ai radionuclidi presenti al fine di ottimizzare i successivi processi di trattamento e condizionamento.

Stoccaggio ad interim del rifiuto tal quale

Lo stoccaggio temporaneo dei rifiuti radioattivi 'tal quali' ha lo scopo di permettere che la radioattività diminuisca fino a raggiungere i livelli di allontanamento (principio '*delay and decay*') o comunque dei livelli di dose minimi per gli operatori, in fase di esercizio, e alla popolazione in caso di rilascio. Nell'ambito della strategia di gestione dei rifiuti radioattivi, l'interim storage è una fase prevista ma che deve essere quanto più possibile limitata e attentamente monitorata dato l'elevato rischio potenziale che si ha nello stoccaggio di rifiuti non trattati rispetto a quelli trattati (ad es. confinamento statico e dinamico, protezione antincendio etc.). Per i rifiuti liquidi, ad esempio, le condizioni di conservazione devono essere tali da minimizzare il rischio associato alla dispersione del liquido, con conseguente contaminazione dell'ambiente circostante a seguito di eventi incidentali o degradazione dei contenitori di stoccaggio. Valutazioni circa i rischi associati al mantenimento dello stoccaggio dei rifiuti, il tempo di vita atteso del deposito temporaneo, il tempo di dimezzamento dei radionuclidi coinvolti, potrebbero portare alla conclusione che la scelta della scelta di conservare il rifiuto tal quale sia appropriata. Occorre inoltre prendere in considerazione, nella strategia di gestione, anche la possibilità di centralizzare lo stoccaggio dei rifiuti radioattivi in un'unica struttura: ciò chiaramente impone la verifica della compatibilità della logistica, associata a tale scelta, con i vincoli imposti dal territorio (in termini di localizzazione geografica degli impianti di provenienza), dall'autorità, dagli enti locali etc.

Conversione in forme meno pericolose (Trattamento e condizionamento)

Lo scopo del processo di trattamento e condizionamento è quello di porre il rifiuto in una forma idonea per le successive fasi di stoccaggio temporaneo, trasporto e smaltimento. I processi di trattamento e/o condizionamento devono essere scelti in modo da soddisfare i requisiti per lo stoccaggio temporaneo, il trasporto e lo smaltimento e devono essere ottimizzati in funzione della tipologia di rifiuto da trattare. Generalmente per i rifiuti liquidi o rifiuti 'bulk' (polveri, sfridi, lump) questo si traduce in un trattamento e/o condizionamento finalizzato alla produzione di una waste form solida fisicamente e chimicamente stabile. In questa ottica il trattamento e il condizionamento possono essere sequenziali (es. incenerimento del rifiuto e condizionamento della cenere) oppure contemporanei (es. cementazione diretta o vetrificazione). Lo sviluppo dei processi è quindi prevalentemente basato sull'ottimizzazione delle condizioni e delle prestazioni di immobilizzazione di cui la selezione della matrice di condizionamento rappresenta l'aspetto critico; essa è in genere impostata considerando i seguenti fattori:

- Volume, contenuto di attività, composizione chimica, omogeneità e compatibilità con la matrice del rifiuto
- Disponibilità di materiali e attrezzature necessarie per il processo
- Minimizzazione dei volumi
- Criteri di accettazione della waste form
- Costi
- Compatibilità con le strategie di gestione utilizzate a livello nazionale per la stessa tipologia di rifiuto.

Smaltimento

Le modalità di smaltimento dei rifiuti radioattivi ne determinano anche la classificazione; le normative dei vari Stati sono state più o meno recentemente tutte allineate alle Safety Guide 17) e 18) della IAEA. La classificazione in funzione della modalità di smaltimento è sintetizzata nel diagramma di Figura 98 e di Figura 99.

Si riporta di seguito un diagramma del rischio in funzione delle varie fasi che contraddistinguono la gestione dei rifiuti radioattivi, [19].

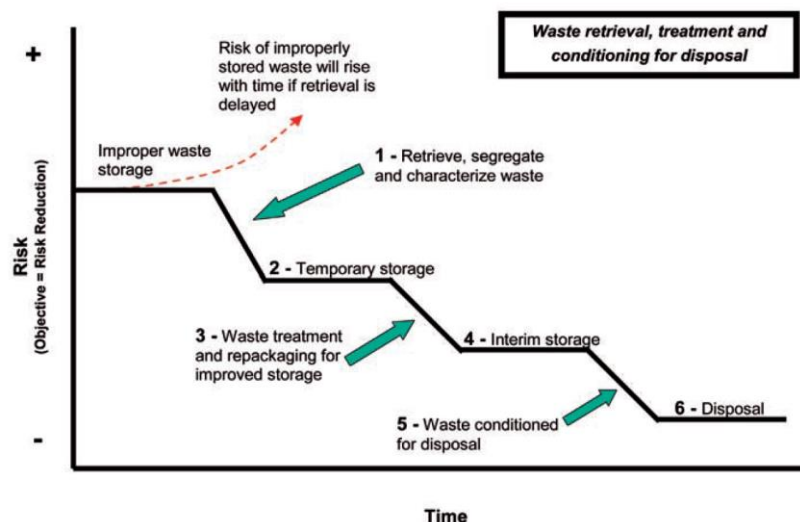


Figura 142 - [19]

Decision Making

In diverse Technical report series e TEC DOC della IAEA (ad esempio in [19]) si raccomanda che la scelta della strategia di gestione dei rifiuti radioattivi venga individuata a valle di un processo di "decision making" che sia basato su un set di opzioni di gestione, specifiche e dettagliate (non generiche e aggregate), preventivamente identificate, anche a valle di un precedente processo decisionale opportunamente codificato.